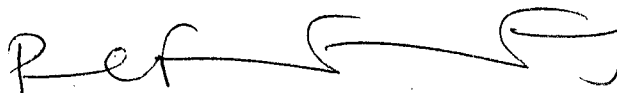


ANÁLISE DA INDISPONIBILIDADE DE SISTEMAS DE PROTEÇÃO
CONSIDERANDO OS EFEITOS DO ENVELHECIMENTO ATRAVÉS DO
MÉTODO DOS ESTÁGIOS OTIMIZADOS POR ALGORITMOS GENÉTICOS

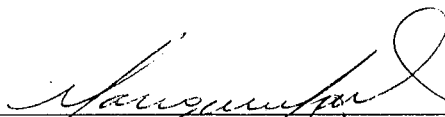
Marcos Eduardo Costa Nunes

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

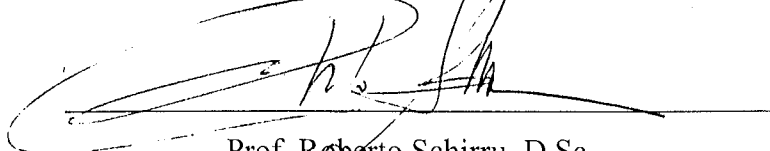
Aprovada por:



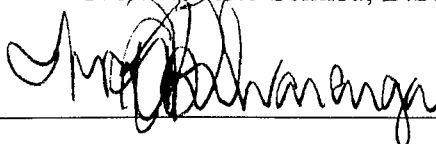
Prof. Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo, D.Sc.



Prof. Antonio Carlos Marques Alvim, Ph.D.



Prof. Roberto Schirru, D.Sc.



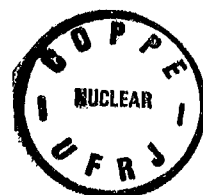
Dr. Marco Antonio Bayout Alvarenga, D.Sc.



Dr. Cláudio Márcio do Nascimento Abreu Pereira, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL

MARÇO DE 2001



NUNES, MARCOS EDUARDO COSTA

Análise da Indisponibilidade do Sistema de Proteção Considerando os efeitos do Envelhecimento através do Método dos Estágios Otimizados por Algoritmos Genéticos [Rio de Janeiro] 2001

XII, p. 155, 29,7 cm (COPPE/UFRJ, D.Sc., Engenharia Nuclear, 2001)

Tese - Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE

1. Aplicação do Método de Estágios
2. Processos Markovianos
3. Envelhecimento
4. Algoritmos Genéticos
5. Manutenção

I. COPPE/UFRJ II. Título (série)

Aos meus pais Manoel e Dalva.

A Maria Hercilia, companheira de tantas conquistas, cujo amor carinho e compreensão foram estímulos sempre constantes.

Aos meus filhos Pedro e Artur.

AGRADECIMENTOS

Ao Prof. **Paulo F.F. Frutuoso e Melo**, agradeço a sua orientação e, sobretudo, a amizade e paciência, demonstrada em vários momentos deste longo período, e cuja confiança foi um estímulo constante.

Ao colega e Doutor **Cláudio M. N. A. Pereira**, da Comissão Nacional de Energia Nuclear, pela valiosa contribuição no desenvolvimento do sistema genético empregado neste trabalho e pela participação na banca.

Aos colegas **Pedro Saldanha e Eustério Furieri**, Engenheiros da Comissão Nacional de Energia Nuclear, pelas valiosas contribuições e sugestões que muito me ajudaram na confecção deste trabalho.

Aos Profs. **Antonio Carlos Marques Alvim e Roberto Schirru**, do Programa de Engenharia Nuclear da COPPE, e ao Doutor **Marco Antonio Bayout Alvarenga**, da Comissão Nacional de Energia Nuclear, pela participação na banca.

Aos colegas da Supervisão de Instalações Nucleares pela compreensão, paciência e pelos momentos de descontração que tornaram menos desgastantes o trabalho.

Finalmente, a todos aqueles que, direta ou indiretamente colaboraram de alguma forma para tornar este trabalho possível e que não foram citados.

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

**ANÁLISE DA INDISPONIBILIDADE DE SISTEMAS DE PROTEÇÃO
CONSIDERANDO OS EFEITOS DO ENVELHECIMENTO ATRAVÉS DO
MÉTODO DOS ESTÁGIOS OTIMIZADOS POR ALGORITMOS GENÉTICOS**

Marcos Eduardo Costa Nunes

Março/2001

Orientador: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Programa: Engenharia Nuclear

Quando os sistemas de segurança estão sob efeitos do envelhecimento, os tempos de falhas não seguem uma distribuição exponencial, e em consequência suas transições tornam-se dependentes do tempo. Então o processo estocástico empregado na modelagem do sistema torna-se não markoviano. Neste trabalho, esta análise é desenvolvida usando um método alternativo, conhecido como método dos estágios, que permite a transformação de modelos não-markovianos em modelos markovianos equivalentes, através da reformulação do diagrama de transição de estados pela adição de estados fictícios (chamados de estágios) com taxa da transição constante entre estes. O número de estágios adicionados e suas conexões são parâmetros identificadores do modelo markoviano equivalente, sendo que a determinação destes requer o emprego de uma ferramenta de otimização robusta e eficiente. Um sistema genético foi desenvolvido para determinar automaticamente o modelo de combinação de estágio apropriado e o seu conjunto de parâmetros identificadores. O sistema demonstrou ter boa habilidade para otimizar o método dos estágios. Os resultados da aplicação da metodologia para a análise em sistema de proteção do reator nuclear são apresentados e comentados, para o qual a distribuição de Weibull foi assumida como a distribuição dos tempos de falha.

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

**OPTIMIZATION OF THE METHOD OF STAGES THROUGH GENETIC
ALGORITHMS FOR UNAVAILABLE PROTECTION SYSTEMS ANALYSIS
CONSIDERING AGING EFFECTS**

Marcos Eduardo Costa Nunes

March/2001

Advisor: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Department: Engenharia Nuclear

When a safety system is under aging the failure times follow non-exponential distributions, and its interstate transition rates become time-dependent. It follows, therefore, that the stochastic process employed in the modeling becomes Nonmarkovian. In this thesis, this analysis is developed using an alternative method, called the device of stages which allows the transformation of Nonmarkovian models into equivalent Markovian ones. That transformation consists in reshaping the state transition diagram with time-dependent transition rates into a new one where fictitious states (called stages) are added and whose transition rates are constant. The number of added stages and their connections are identification parameters of the device of stages used for the equivalent Markovian model and requires a robust and efficient optimization tool. In order to perform a global search in such a topologically complex space, a genetic algorithm has been developed to automatically determine the stages combination and the set of parameters which better represent the analyzed distribution. The developed genetic algorithm has demonstrated a good ability for optimizing the method of stages. Results concerning the application to a nuclear reactor protection system are shown and commented, in which the Weibull distribution is employed for modeling failure times.

ÍNDICE

CAPÍTULO I - APRESENTAÇÃO	1
I.1 - INTRODUÇÃO	1
I.2 – ANÁLISE DE SEGURANÇA DE INSTALAÇÕES DE PROCESSO	5
I.3 – JUSTIFICATIVA PARA O DESENVOLVIMENTO DO TRABALHO	9
I.4 – OBJETIVOS DO TRABALHO	11
I.5 – ORGANIZAÇÃO DO TRABALHO	12
CAPÍTULO II – ELEMENTOS DE CONFIABILIDADE APLICÁVEIS AOS SISTEMAS DE PROTEÇÃO	13
II.1 - INTRODUÇÃO	13
II.2 – MODELO PARA A ANÁLISE DA FREQUÊNCIA DE ACIDENTES	14
II.3 – DISPONIBILIDADE E INDISPONIBILIDADE DOS SISTEMAS DE PROTEÇÃO	17
II.4 – ASPECTOS QUE INFLUENCIAM A DISPONIBILIDADE DOS SISTEMAS DE PROTEÇÃO	18
II.4.1 – Aspectos da redundância e diversidade	18
II.4.2 – Aspectos relacionados com o auto teste e o auto anúncio da falha	22
II.4.3 – Aspectos relacionados aos testes periódicos e ao reparo da unidade falha	27
II.4.4 – Aspectos relacionados com o envelhecimento e o desgaste	30
II.5 – MODELO DE TAXA DE FALHA DE ENVELHECIMENTO DE WEIBULL	40

CAPÍTULO III – METODOLOGIA DO MÉTODO DOS ESTÁGIOS OTIMIZADOS POR ALGORITMOS GENÉTICOS	43
III.1 - INTRODUÇÃO	43
III.2 – MÉTODO DOS ESTÁGIOS	46
III.2.1 – Modelo de estágios em série colocados em paralelo	47
III.2.1.1 – Modelo de estágios em série	49
III.2.1.2 – Modelo de dois estágios em paralelo	50
III.2.2 – Modelo de estágios em série terminado com dois estágios distintos em paralelo	51
III.2.2.1 – Modelo de estágios em série terminado em série com um estágio distinto	52
III.2.3 – Aplicação do método dos momentos para a determinação dos parâmetros identificadores do modelo de combinação de estágios	53
III.3 – ALGORITMOS GENÉTICOS	55
III.3.1 – Princípio básico do funcionamento de um algoritmo genético	56
III.3.2 – Representação	57
III.3.3 – Processo de avaliação das candidatas a solução	59
III.3.4 – Processo de escolha da população inicial	60
III.3.5 – Processo de formação das gerações seguintes	60
III.3.5.1 – Operador cruzamento (<i>crossover</i>)	61
III.3.5.2 – Operador mutação	63
III.3.6 – Modelagem genética para a determinação dos parâmetros identificadores dos modelos de combinação de estágios	63
III.3.6.1 – O sistema GENESIS/MARKOV	64

III.3.6.2 – Estrutura do genótipo	65
III.3.6.3 – Função objetivo	65
III.3.6.4 – Otimização dos parâmetros dos modelos de combinação de estágios através dos algoritmos genéticos	66
CAPÍTULO IV – SISTEMA DE PROTEÇÃO DO REATOR: DESCRIÇÃO E MODELAGEM DO SISTEMA	68
IV.1 - INTRODUÇÃO	68
IV.2 – DESCRIÇÃO DO SISTEMA DE PROTEÇÃO DO REATOR	69
IV.3 – FUNÇÃO DO SISTEMA DE PROTEÇÃO DO REATOR	76
IV.4 – BASE DE PROJETO	77
IV.5 – ESPECIFICAÇÕES TÉCNICAS	78
IV.5.1 – TESTES PERIÓDICOS	79
IV.6 – MODELO MARKOVIANO DO SISTEMA DE PROTEÇÃO DO REATOR NUCLEAR: CASO EXPONENCIAL	81
CAPÍTULO V – DADOS UTILIZADOS E RESULTADOS	101
V.1 - INTRODUÇÃO	101
V.2 – BASE DE DADOS UTILIZADOS	102
V.3 – RESULTADOS RELATIVOS À SELEÇÃO DO MODELO DE COMBINAÇÃO DE ESTÁGIOS	102
V.4 – ESTUDO DE CASO DO MODELO DE TAXA DE ENVELHECIMENTO WEIBULL	109
CAPÍTULO VI – CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES	121
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	124
APÊNDICE A – APLICAÇÃO DO MÉTODO DE DIFERENÇAS FINITAS NA RESOLUÇÃO DAS EQUAÇÕES DE ESTADO	138

APÊNDICE B - DESCRIÇÃO DOS PROGRAMAS DESENVOLVIDOS PARA A ANÁLISE DA CONFIABILIDADE DE SISTEMAS MERKOVIANOS	142
APÊNDICE C - MODELOS DE TAXA DE FALHA DE ENVELHECIMENTO	144

NOMENCLATURA

- ABT* = Allowable bypass time – tempo máximo permitido para manter o canal desviado (TMPC);
- AG = Algoritmos genéticos;
- ATWS* = *Anticipated Transient Without Scram* – transitório previsto sem desligamento por parte do sistema de proteção do reator;
- BWR* = *Boiling Water Reactor* (Reator a água fervente);
- C.A. ou = Corrente alternada;
- A.C
- C.C. = Corrente contínua;
- CNEN = Comissão Nacional de Energia Nuclear;
- DNBR* = *departure from nucleate boiling rate*;
- IAEA* = *International Atomic Energy Agency* (Agência Internacional de Energia Atômica);
- MDEP = modelo de dois estágios em paralelo;
- MÊS = modelo de estágios em série;
- MESP = modelo de estágios em série colocados em paralelo;
- MESTDP = modelo de estágios em série terminados com dois estágios distinto em paralelo;
- MESTU = modelo de estágios em série terminado com um estágios distinto;
- NPAR* = *Nuclear Program of Aging Research* (programa de pesquisa sobre os efeitos do envelhecimento em centrais nucleares);
- NRC* = Nuclear Regulatory Commission – Comissão Americana de Regulamentação nuclear;
- P_0 = probabilidade de um *ATWS* acarretar danos ao reator;
- P_1 = probabilidade de falha humana na execução do teste;
- P_2 = probabilidade de falha humana na execução do teste dado que já existe um canal em estado de desligamento;
-
- P_C = probabilidade do desligamento real do reator acarretar danos ao reator;
- P_C^* = probabilidade do desligamento espúrio do reator acarretar danos ao reator;
- PPNH* = Poisson Process Non-Homogeneous

<i>PWR</i>	= <i>Pressurized Water Reactor</i> (Reator a água pressurizada);
<i>RAM</i>	= <i>Reliability, Availability and Maintainability</i> ;
<i>SPR</i>	= sistema de proteção do reator;
T_1	= demanda de teste;
<i>TMI</i>	= Three Mile Island;
<i>USCFR</i>	= U. S. Code of Federal Regulations
<i>UV</i>	= undervoltage - subvoltagem
μ	= taxa de reparo do canal;
ν	= taxa de demanda;
τ_0	= tempo máximo permitido para manter o canal desviado para a realização do teste;
τ_1	= tempo máximo permitido para manter o canal desviado para a realização do teste dado que já existe um canal em estado de desligamento;
μ_1	= taxa de teste;
μ_2	= taxa de teste dado que já existe um canal em estado de desligamento;
λ_C	= taxa de falha do canal;
λ_S	= taxa de falha segura do canal;
r_A	= taxa de retorno para operação da planta após desligamento real sem dano no núcleo
r_R	= taxa de retorno para operação da planta após desligamento espúrio sem dano no núcleo
r_s	= taxa de retorno para operação da planta após desligamento espúrio sem dano no núcleo

APRESENTAÇÃO

I.1 - INTRODUÇÃO

Nas décadas do pós-guerra, as indústrias de processo (química, petroquímica, nuclear, etc.) passaram por transformações significativas, apresentando um grande aumento nos riscos industriais provenientes da utilização de tecnologias mais avançadas e complexas, uma maior variedade de insumos e a necessidade de estocagem de grande quantidade de produtos perigosos. Com a elevação dos riscos industriais, passou-se a dar grande importância à análise de segurança destas instalações.

Estas instalações são suscetíveis a defeitos, transitórios e acidentes das mais diversas naturezas que podem dar início a uma seqüência de eventos específicos indesejáveis que culmina com uma conseqüência indesejável. A este evento que dá início à seqüência denomina-se evento iniciador e aos eventos que o sucedem denominam-se eventos intermediários ou propagadores. Esta seqüência de eventos resulta, em geral, em perdas de funcionalidade de alguma parte do processo, do próprio processo e dependendo de sua gravidade, em sérios danos à vida humana e ao meio ambiente.

São exemplos destes comportamentos:

- ruptura de um reator químico na produção do butadieno;
- lançamento acidental de um míssil balístico;
- falha em operar do sistema de alimentação de água de emergência nas 24 horas seguintes à perda do sistema de alimentação de água principal de um reator nuclear;

- *ATWS* em uma central nuclear;
- incêndio acidental em um artefato explosivo; etc.

As instalações de processo, em especial as nucleares, possuem um conjunto de sistemas de instrumentação e controle para proteger a planta e o pessoal de riscos potenciais, provocados pelo mau funcionamento de equipamentos, acidentes ou outros eventos indesejáveis (eventos iniciadores). Este conjunto de sistema tem participação decisiva na seqüência de eventos que sucedem ao evento iniciador, isto é garantindo que uma perturbação gerada por este evento não se transforme em situação mais séria. Portanto, estes sistemas de instrumentação e controle monitoram variáveis e sistemas importantes para o bom funcionamento da instalação em relação a uma ampla faixa de comportamento incluindo operação normal, ocorrências operacionais previstas e condições de acidentes. Estes sistemas são conhecidos como sistemas de instrumentações e controles importantes para a segurança (*ICSIS-Instrumentation and control systems important to safety*).

Dentre os sistemas *ICSIS* os principais são: Sistema de Proteção do Reator, Sistema de Atuação dos Dispositivos Especiais de Segurança, Sistema de Desligamento de Segurança, Sistemas de Informação Importante para a Segurança, Sistemas de Intertravamento Importante para a Segurança e os Sistema de Controle.

O Sistema de Proteção do Reator refere-se ao conjunto de instrumentação e controle que inicia as ações de segurança necessárias para mitigar as conseqüências decorrentes dos eventos básicos de projeto. Neste caso, o sistema entra em ação quando qualquer parâmetro utilizado para controle estiver fora da faixa de segurança ou assim que uma condição potencialmente perigosa for detectada (ocorrência de um evento iniciador de um acidente, que pode ser uma demanda). Este sistema inclui o sistema de desligamento do reator e os sistemas de atuação dos dispositivos especiais de segurança. O sistema de desligamento do reator é projetado para iniciar automaticamente o sistema de controle de reatividade (sistemas de barras de controle) para prevenir ou suprimir condições que ultrapassariam os limites de dano no combustível.

O Sistema de Atuação dos Dispositivos Especiais de Segurança refere-se ao sistema de instrumentações e controles que iniciam e controlam os equipamentos de segurança que removem o calor gerado no núcleo e ao mesmo tempo colaboram na manutenção da integridade de três barreiras físicas necessárias para evitar a liberação de

material radioativo para o meio ambiente (revestimento do combustível, vaso do reator e o edifício de contenção).

O sistema de Desligamento Seguro refere-se ao conjunto de sistemas que realizam um desligamento seguro e mantêm a instalação nessa condição. Este conjunto de sistemas inclui os sistemas de instrumentação e controle utilizados para manter o reator em uma condição subcrítica e fornecer refrigeração adequada ao núcleo para executar e manter as duas condições de desligamento: quente e frio.

O Sistema de Informação Importantes para a Segurança refere-se ao sistema que fornece informações relativas à operação da instalação durante a operação normal, ocorrências operacionais previstas e acidentes. Estes sistemas incluem todos os sistemas que fornecem informações para a inicialização e controle manuais dos sistemas de segurança. Ele indica que as funções de segurança estão sendo contempladas e fornece informações sobre quais ações apropriadas podem ser iniciadas para mitigar as conseqüência das ocorrências operacionais e dos acidentes. Durante a operação normal da instalação, este sistema fornece informações sobre as condições de normalidade e desvio ou inoperância dos sistemas de segurança.

O Sistema de Intertravamento Importante para a Segurança são os que operam para reduzir a probabilidade de ocorrência de eventos específicos ou para manter os sistemas de segurança em um estado tal que seja garantida sua disponibilidade em caso de acidente. O Sistema de Controle é o que está continuamente monitorando e ajustando as condições de operação do reator prevenindo que o mesmo ultrapasse os limites seguro de operação.

Sendo que o interesse do presente trabalho concentra-se nos atributos de confiabilidade do Sistema de Proteção do Reator e como estes são alterados pelos efeitos do envelhecimento.

São requisitos básicos de um Sistema de Proteção do Reator, PREISCHL & REICHART (1991):

- monitorar parâmetros relevantes do processo;
- possuir alta confiabilidade;
- ser tolerante a falhas;
- ter prioridade em relação aos demais sistemas operacionais;

- ser capaz de eliminar ações desnecessárias, especialmente as que poderão levar a condições inseguras.

Um diagrama simplificado de um Sistema de Proteção do Reator é apresentado na Fig. (8.12) de McCORMICK (1981).

A informação coletada sobre o estado do reator é utilizada de três formas. Primeira, ela é processada no Sistema de Controle e passada via elementos de controle normais (dispositivos de atuação) para manter automaticamente o reator em um estado pré-determinado. Segunda, ela é processada no Sistema de Proteção do Reator e passada via elementos de controle de segurança para estabelecer o controle automático para manter o reator em um estado seguro e protegido devido à ocorrência em potencial de um precursor de um evento indesejável. Terceira, a informação é mostrada a um operador, que poderá então atuar, controlando o reator manualmente. Esta informação sobre o estado do reator é obtida através da medição de vários parâmetros, tais como temperatura, pressão, fluxo de nêutrons e fluxo de refrigerante, através de sensores apropriados que são partes integrantes da instrumentação do reator.

Os sensores e seus equipamentos associados convertem a informação a partir do reator em sinais adequados para alimentar os dispositivos de controle e os mostradores. Em reatores de potência, é necessário realizar inúmeras medições, implicando em problemas relativos à apresentação e ao tratamento destes dados, que são contornados pela utilização de equipamento de redução de dados. Hoje em dia, este equipamento é baseado em computadores digitais que dão ao operador as informações que ele necessita no programa atual e também proporcionam a comodidade do registro automático das variáveis da instalação.

Entretanto, a evolução temporal da taxa de falha destes sistemas, assim como dos demais sistemas durante seu ciclo de vida em uma instalação de processo, tende a seguir um modelo bastante previsível, conhecido como curva da banheira. De acordo com MAUNEY & SCHMIDT (1997) grande parte dos equipamentos usados nas indústrias de base nos Estados Unidos foi instalada nos anos 50, 60 e 70. Em consequência deste fato, uma quantidade significativa dessas instalações encontra-se na parte final de suas vidas úteis ou já ultrapassou este período.

Caso semelhante também é observado com as centrais nucleares nos Estados Unidos, para as quais os primeiros 40 anos de operação expiram por volta de 2006. Este período de 40 anos de operação refere-se àquele para o qual a licença de operação é

emitida pela *NRC*, e esta poderá ser renovada por mais um período de 20 anos, *NRC-RLR* (2001). Ainda segundo *NRC-RLR* (2001), aproximadamente 10% das 102 instalações remanescentes terão expirado este período ao final de 2010, e mais de 40 % ao final de 2015.

O processo de tomada de decisão, com relação à renovação da licença de operação para mais um período de 20 anos, baseia-se nos requisitos estabelecidos pelo *USCFR* (1996), sendo que um dos principais requisitos é o do gerenciamento dos efeitos adversos decorrentes do processo de envelhecimento. Esta regra tem a intenção de garantir que os sistemas, estruturas e componentes importantes para a segurança continuem a conduzir as funções para os quais foram projetados durante o período de extensão de 20 anos, *NRC-RLR* (2001).

I.2 – ANÁLISE DE SEGURANÇA DE INSTALAÇÕES DE PROCESSO

A análise de segurança de instalações nucleares consiste no estudo, exame e descrição do comportamento previsto da instalação nuclear durante toda a sua vida, em situações normais, transitórias e de acidentes postulados, com o objetivo:

- determinar as margens de segurança previstas em operação normal e em regime transitório;
- avaliar a adequação de itens para prevenir acidentes e atenuar as conseqüências dos acidentes que possam ocorrer, *CNEN-NE-1.04* (1991).

No caso de uma instalação nuclear, a análise tradicionalmente empregada é a determinística, a qual é internacionalmente aceita para o licenciamento de usinas nucleares. Neste tipo de análise, faz-se um estudo para comprovar que a instalação é capaz de responder adequadamente ao acidente máximo previsível, e por indução se deduz que a planta também será capaz de responder aos demais acidentes considerados menores.

Entretanto, em um estudo realizado sob os auspícios da *NRC* (*WASH-1400*, 1975), foram avaliadas as freqüências de ocorrência de determinadas seqüências acidentais que poderiam terminar na fusão do núcleo do reator. O principal objetivo deste estudo era o de proporcionar uma avaliação mais realista dos riscos associados com as centrais nucleares. As centrais nucleares utilizadas como base de investigação

foram as dos tipos água pressurizada (*PWR*) e água fervente (*BWR*). No caso de uma central nuclear, o risco potencial é a liberação de altos níveis de radioatividade em decorrência do elevado inventário de produtos radioativos que estão contidos essencialmente no núcleo do reator. No estudo foram consideradas as condições meteorológicas bem como os efeitos prejudiciais à saúde. Dentre as principais conclusões do WASH 1400 (1975) destaca-se a importante contribuição para o risco de fusão do núcleo devido a outras seqüências acidentais diferente daquelas que eram tradicionalmente avaliadas através do processo determinístico, por exemplo, um pequeno LOCA associado com um erro humano, que não aquela do acidente máximo previsível.

O acidente de Three Mile Island ocorrido quatro anos mais tarde foi uma mostra clara desta conclusão. Na madrugada de 28 de março de 1978, um acidente grave ocorreu na unidade 2 de TMI, próxima a Middletown na Pennsylvania. O mau funcionamento de um equipamento mecânico: perda total do fluxo de água de alimentação dos geradores de vapor, provocado pelo bloqueio na linha de transferência do condensador/desmineralizador por uma resina e válvula de alívio do pressurizador falhando na posição aberta foram agravados pela combinação de erros humanos em responder de forma correta ao evento iniciador, HANAUER (1980) e KEMENY *et al.* (1979). O transitório inicial, perda de água de alimentação para os geradores de vapor, consiste em um transitório previsto e analisado nos relatórios de análise de segurança (avaliação determinística). Entretanto, este transitório foi agravado pela falha da válvula de alívio e por uma seqüência de operações erradas:

- falha em reconhecer a falta do fluxo de alimentação auxiliar por 8 minutos;
- falha em reconhecer que a válvula de alívio estava aberta por quase duas horas;
- interrupção da injeção de segurança a alta pressão, baseado na indicação de nível alto no pressurizador mesmo quando a pressão estava caindo;
- falha em reconhecer a importância do aumento da temperatura e pressão do tanque de drenagem, seguido pela ruptura do disco de ruptura;
- falha em reconhecer em tempo hábil o fenômeno de saturação no sistema primário;
- retirada das bombas de circulação de refrigerante dos limites definidos para a circulação natural;

- várias tentativas sem sucesso para eliminar os vazios formados no sistema primário e restaurar a circulação natural, com base em interpretações equivocadas das condições;
- desabilitação da partida automática dos geradores diesel;
- tanque de inundação do núcleo isolado; etc.

Como pode ser observado, além de um grave acidente, produziu-se uma seqüência de eventos desastrosos, em especial no que se refere à falha de refrigeração do núcleo, o que culminou com o descobrimento deste, com conseqüentes danos em seus componentes e a liberação de frações significativas de produtos de fissão para a contenção, DSN/005/79 (1979).

Situações semelhantes a esta não se enquadram em nenhum dos acidentes estudados nos relatórios de análise de segurança, nem mesmos nos eventos classificados como base de projeto. Entre outras coisas, isto se deve ao fator humano que intervém de forma decisiva nestes casos, fator este que não é incorporado nos estudos tradicionais DSN/005/79 (1979).

Em conseqüência, a análise de segurança de instalações industriais (instalações de processo), principalmente as relacionadas com a área nuclear, passou a utilizar a Análise Probabilística de Segurança (APS) para complementar a avaliação determinística tradicionalmente empregada.

No contexto da análise de segurança de instalações industriais (instalações de processo), o parâmetro de interesse é a freqüência de ocorrência de acidentes, e no caso de um reator nuclear, esta refere-se a freqüência de danos ao núcleo.

Entretanto, a análise da freqüência de acidentes depende de dois fatores: taxa de demanda e disponibilidade do sistema de proteção; a primeira, representa o número de demandas em um determinado espaço de tempo, sendo a demanda, no caso, o evento iniciador da seqüência de um determinado evento indesejado (acidente), a qual solicitar a intervenção do sistema de proteção para a interrupção desta seqüência.

Neste ponto, deve ser ressaltado o fato de que os sistemas de segurança operam em reserva (*standby*) e, portanto, estão sujeitos a falhas do tipo não reveladas, isto é, ela somente será revelada após a realização de um teste, ou a ocorrência de uma demanda. Estas falhas podem ser: aleatórias, sistemáticas ou decorrentes do processo de envelhecimento ou desgaste (são dependentes do tempo).

No contexto de uma Avaliação Probabilística de Segurança (APS) de uma instalação de processos, um dos parâmetros fundamentais é o número esperado de vezes que uma dada seqüência de acidentes irá ocorrer em um intervalo de tempo especificado (tipicamente um ano), OLIVEIRA & AMARAL NETTO (1987). Neste caso, a seqüência supostamente mais simples seria aquela composta por um evento iniciador e a falha de um sistema de proteção composto apenas por um canal. Tipicamente, a freqüência anual de ocorrência de tal seqüência tem sido calculada pela multiplicação da freqüência anual de ocorrência do evento iniciador pela indisponibilidade média anual do sistema de proteção.

Implicitamente a aproximação típica assume que a indisponibilidade média não é afetada pela freqüência de ocorrência do evento iniciador (também conhecida como taxa de demanda). Esta aproximação é válida somente quando a taxa de demanda é muito baixa, isto é, muito inferior à freqüência de teste, como ocorre em centrais nucleares. Entretanto, um efeito significativo da taxa de demanda sobre a indisponibilidade média do sistema de proteção pode ser encontrada sempre que esta assume valores mais altos, como é comum acontecer em instalações de processo.

Para uma dada instalação industrial, denomina-se “evento iniciador de acidente” a qualquer evento cuja ocorrência demande a operação de um ou mais sistemas de segurança. Para que não ocorra um acidente na instalação, estes sistemas deverão estar disponíveis, caso contrário a seqüência de eventos terá continuidade e um evento indesejado ocorrerá.

Alguns exemplos de eventos iniciadores típicos, apresentados em FRUTUOSO E MELO *et al.* (1989), são:

- perda de energia elétrica externa;
- perda de pressão na linha de suprimento normal de nitrogênio;
- sobrepessão interna em um vaso;
- ruptura de uma linha de suprimento de amônia.

Os eventos iniciadores, que podem provocar danos ao núcleo do reator por falta de resfriamento, são geralmente classificados em dois grupos:

1. acidentes com perda de refrigerante, iniciados por vazamento ou ruptura no sistema de refrigeração principal;

2. transitórios que levam a um desequilíbrio entre o calor gerado no núcleo e o calor removido do núcleo, causados por eventos diferentes de acidentes com perda de refrigerante.

Neste ponto, deve ser ressaltado o fato de que o atributo indisponibilidade média do Sistema de Proteção do Reator depende das taxas de falha e de reparo dos componentes que o constituem, das taxas de demanda, bem como das políticas de teste e manutenção adotadas e da configuração lógica dos mesmos.

I.3 – JUSTIFICATIVA PARA O DESENVOLVIMENTO DO TRABALHO

Desde a última década até os dias de hoje, um grande esforço tem sido dispendido na compreensão dos efeitos do envelhecimento nos sistemas de proteção, bem como nos demais sistemas das instalações de processo. No caso específico do envelhecimento de sistemas de proteção trata-se de uma questão importante para as instalações que se encontram em operação (dentro do seu período de vida útil) e, claramente, será crucial para qualquer avaliação de segurança visando a renovação da licença de operação ou a extensão do seu período de vida útil. Se os efeitos do envelhecimento não forem controlados, terão potencial para aumentar o risco para a segurança e a saúde pública.

Segundo IAEA-TECDOC- 540 (1990), o envelhecimento pode ser definido como uma degradação contínua e dependente do tempo dos materiais constituintes devido às condições normais de serviço, as quais incluem as operações normais e as condições de transitórios, excluindo as condições de acidentes postulados e de pós-acidentes.

As condições de serviço que contribuem para o envelhecimento agem principalmente de duas formas diferentes:

- a) através de processos químicos e físicos que afetam as propriedades dos materiais, provocados por:
 - estresse e/ou tensão;
 - temperatura;

- fatores ambientais tais como radiação, umidade alta, ou a presença de produtos químicos reativos na forma líquida ou gasosa (antes ou durante a operação);

b) através de fatores que podem levar à degradação da capacidade funcional, provocados por:

- desgaste e corrosão de serviço, incluídas as mudanças nas dimensões e/ou da posição relativa de partes individuais ou de conjuntos;
- testes excessivos;
- execução não adequada da instalação ou manutenção.

Neste caso, os principais efeitos do envelhecimento são:

- mudanças nas propriedades físicas (ex.: condutividade elétrica);
- fragilização por irradiação;
- fragilização térmica;
- fluência (deformação lenta de um corpo submetido a uma tensão constante);
- fadiga;
- corrosão, incluindo erosão-corrosão e corrosão sob tensão fraturante;
- desgaste (ex.: fricção) e corrosão sob fadiga (ex.: corrosão por atrito).

Assim, o envelhecimento representa as mudanças cumulativas que podem ocorrer dentro de um componente, sistema ou estrutura com a evolução do tempo, devido a um ou mais fatores anteriormente apresentados. Os efeitos desse processo sobre a confiabilidade dos componentes, sistemas e estruturas são manifestados através de um aumento na taxa de falha.

Deste modo, o envelhecimento é um processo complexo, que se inicia assim que os componentes, sistemas e estruturas são produzidos e continua por toda a vida útil desses, tornando-se um fator extremamente importante na determinação dos limites para a extensão da vida útil das instalações de processo.

Tradicionalmente, o método de Markov tem sido utilizado para o cálculo da indisponibilidade de sistemas de proteção, o qual baseia-se na distribuição exponencial dos tempos de reparo e tempos de falhas. Entretanto, este modelo não é adequado para analisar os casos em que estão envolvidos os efeitos do envelhecimento sobre o sistema de proteção.

A solução do problema acima mencionado pode ser obtida através do método dos estágios (comumente adotado na análise de sistemas de potência), que permite transformar um modelo não-markoviano em outro markoviano pela inserção de estágios (i. e., estados fictícios adicionais).

Atualmente, existe um grande consenso sobre a necessidade de se estender o ciclo de vida útil das instalações de processo, e neste caso, a análise probabilística de segurança ocupa um papel fundamental, pois ela poderá fornecer uma base segura sobre como manter um nível de segurança aceitável destas instalações como uma função do envelhecimento a qual estão sujeitas, bem como fornecer informações críticas para se decidir quais componentes e sistemas deverão ser removidos, e quando estas modificações deverão ser efetuadas. Neste contexto, a consideração da influência do envelhecimento e desgaste sobre a indisponibilidade do sistema de proteção ocupa um lugar importante.

I.4 – OBJETIVOS DO TRABALHO

Este trabalho tem por objetivo apresentar a metodologia desenvolvida para a análise da confiabilidade de sistemas sujeitos aos efeitos do processo de envelhecimento através do método dos estágios otimizados por algoritmos genéticos.

Portanto, será discutida a aplicação do método dos estágios, partindo-se do modelo de taxa de falha de envelhecimento de Weibull. Neste caso, é investigado o desdobramento adequado em estágios que torne constantes as taxas de transição entre os mesmos, de maneira que o modelo se transforme em um modelo markoviano equivalente. A análise intermediária que envolve um processo de otimização através do uso de algoritmos genéticos para a determinação de parâmetros identificadores também é apresentada.

É apresentada uma aplicação da metodologia desenvolvida para avaliar os efeitos da indisponibilidade do sistema de proteção decorrentes dos efeitos do envelhecimento.

I.5 – ORGANIZAÇÃO DO TRABALHO

O Capítulo II apresenta uma discussão a respeito dos aspectos de confiabilidade aplicáveis à análise da indisponibilidade de sistemas de proteção, bem como dos fatores que a influenciam. Apresenta também uma resenha sobre os principais trabalhos publicados, relacionados com os fatores que influenciam a disponibilidade do sistema de proteção: configuração lógica, testes periódicos, reparos e efeitos do envelhecimento. Este capítulo também apresenta uma breve discussão do modelo de taxa de falha de envelhecimento de Weibull empregado neste trabalho.

Uma discussão sobre a metodologia desenvolvida baseada no método dos estágios otimizados através dos algoritmos genéticos é enfocada no Capítulo III, onde também é apresentada uma discussão sobre o método dos estágios e do próprio algoritmo genético.

O Capítulo IV apresenta uma descrição do sistema utilizado como caso estudo, ou seja, o sistema de proteção do reator e as simplificações utilizadas na composição do modelo markoviano desenvolvido para a análise dos atributos de confiabilidade relacionados a este tipo de sistemas.

No Capítulo V são apresentados os resultados obtidos relativos à aplicação do modelo markoviano desenvolvido para o sistema de proteção do reator. São apresentados também os resultados obtidos relativos à aplicação da metodologia desenvolvida para otimizar o processo de escolha do modelo de combinação de estágios, a fim de aproximar a distribuição de Weibull e os resultados obtidos relativos a aplicação do modelo markoviano equivalente obtido pela inserção dos estágios.

No Capítulo VI são discutidas as conclusões obtidas e as recomendações para trabalhos futuros.

Para finalizar, nos Apêndices A, B e C, discutem-se respectivamente o método de diferenças finitas, empregado na resolução das equações de estado, os programas de computador desenvolvidos e os diversos modelos de taxa de falha de envelhecimento.

ELEMENTOS DE CONFIABILIDADE APLICÁVEIS AOS SISTEMAS DE PROTEÇÃO

II.1 - INTRODUÇÃO

De acordo com MICHELSEN (1998) os elementos da tecnologia de confiabilidade podem ser aplicados em três principais áreas da indústria de processos, a saber:

- estudos de disponibilidades de produção na fase conceitual do projeto (análise RAM – Análise da Confiabilidade, Disponibilidade e Manutenibilidade);
- segurança (análise de risco, disponibilidade de sistemas de segurança);
- manutenção (análise de criticalidade, custo do ciclo de vida útil).

Este capítulo tem a finalidade de apresentar os elementos de confiabilidade aplicáveis aos sistemas de proteção, relativos à segunda área de interesse acima apresentada, e discorrer sobre os fatores que influenciam a sua indisponibilidade dentro da instalação. Estes fatores são: taxas de falha do canal, taxas de demanda, reparos e efeitos do envelhecimento, as políticas de teste e manutenção adotadas, bem como 2 configuração e a lógica de atuação dos mesmos.

O ambiente adverso tipicamente encontrado em instalações de processo é um dos mecanismos responsáveis pelo processo de envelhecimento a que estão sujeitos os sistemas de proteção que monitoram e atuam os sistemas de segurança em uma condição de emergência, bem como os demais sistemas destas instalações, NUNES, *et al.* (2000a). Neste caso, provocando mudanças cumulativas nos componentes, sistemas ou estruturas

com a evolução do tempo, devido a um ou mais fatores: processos químicos e físicos que afetam as propriedades dos materiais, e outros que podem causar a degradação da capacidade funcional (ex.: fricção, corrosão, etc.), ARLOTTO, *et al.* (1988).

Em consequência, o desenvolvimento de modelos (ferramentas) de avaliação da confiabilidade, que incorporam o efeito do envelhecimento, passou a despertar o interesse de alguns grupos de pesquisa e agências de regulamentação, principalmente da área nuclear (NUNES *et al.*, 2000a, b, FRUTUOSO E MELO *et al.*, 1999, NUNES *et al.*, 1997, IAEA-TECDOC-540, 1990 e ARLOTTO *et al.*, 1988). O processo de envelhecimento pode afetar a segurança de instalações nucleares caso a perda da funcionalidade de sistemas importante a segurança não seja detectada antes que uma falha ocorra, também pode alterar a probabilidade de falha de componentes de sistemas de mitigação dos efeitos de transitórios e e acidentes, reduzindo desta forma a margem de segurança.

Portanto, visando dar um panorama geral é apresentada uma resenha relacionada aos estudos desenvolvidos principalmente pela *NRC* e *IAEA*.

II.2 – MODELO PARA A ANÁLISE DA FREQUÊNCIA DE ACIDENTES

Como já comentado inicialmente no item I.1, o parâmetro de interesse na análise probabilística de segurança de uma instalação de processo é a frequência de ocorrência de acidentes, ou, simplesmente, frequência de acidentes, η .

A importância deste atributo é destacado por KLETZ (1985), que busca esclarecer as confusões mais frequentes que se faz entre as técnicas utilizadas na identificação de fontes potenciais de riscos e as técnicas utilizadas para avaliar ou quantificar estas fontes. Dentro destas técnicas de avaliação o autor cita a necessidade de se trabalhar a probabilidade de ocorrência de um acidente e a extensão das suas consequências, e comparar com algum critério aceitável. Este método é chamado pelo autor como método de análise de fontes potenciais de perigo. Os estágios da análise de fontes potenciais de perigo são: (i) estimar com que frequência o incidente ou acidente irá ocorrer, (ii) estimativa das consequências para: a) empregados, b) indivíduos do público e c) a instalação e o capital, (iii) comparando os resultados (i) e (ii) com um critério ou um valor desejado, para decidir se as ações necessárias para reduzir a

probabilidade de ocorrência ou de minimizar as conseqüências serão ou não aplicadas, ou se a fonte potencial de risco poderá ser ignorada. O autor ressalta a importância de que ambas estimativas de (i) e (ii) deverão ser baseadas, sempre que for possível, na experiência passada. Entretanto, algumas vezes não existe experiência passada, seja pelo uso de um novo projeto seja pelo fato de que o acidente nunca tenha ocorrido.

HENLEY & KUMAMOTO (1981) destacam a importância da instrumentação, onde a sua única função é proteger a instalação e o pessoal, a partir de um potencial destrutivo, devido ao mau funcionamento de equipamentos, acidente, e/ou outros riscos. Os autores têm em mente que, enquanto o sistema de proteção estiver operacional, um evento indesejável e potencialmente perigoso não poderá acontecer, e, neste caso, o parâmetro importante para análise será a freqüência de ocorrência de acidentes, a qual é obtida multiplicando-se a taxa de demanda pela indisponibilidade média do sistema de proteção.

LEES (1982) destaca o fato de que as inúmeras relações existentes, que fornecem uma freqüência de ocorrência de acidentes para uma determinada instalação de processo, são aproximadas e tornam-se inadequadas para valores extremos dos seguintes parâmetros: intervalo entre testes, taxa de falha e taxa de demanda. O autor apresenta uma relação exata para esta freqüência e mostra que esta relação implica, mesmo que a taxa de falha e a taxa de demanda sejam constantes, em freqüência de ocorrência de acidentes e disponibilidade variáveis no tempo.

DUNGLINSON & LAMBERT (1983) quantificam a freqüência de ocorrência de acidentes através de um modelo lógico de árvore de falhas, e esta é dada em termos da freqüência de ocorrência do evento topo. Segundo os autores, esta avaliação requer a identificação das seqüências de eventos que levam à falha do sistema. Dois tipos de eventos são descritos: i) eventos iniciadores, que causam distúrbios ou perturbações nas variáveis dos sistemas, ii) eventos propagadores (ex.: perda de contenção, dispositivos de controle inativos, válvulas de descompressão emperradas, perda de redundância de sistemas, etc.), são aqueles que permitem que a seqüência de eventos, após iniciada pelo evento iniciador tenha prosseguimento até a ocorrência do evento topo.

OLIVEIRA & NETTO (1987) utilizaram um modelo markoviano para deduzir uma expressão para a freqüência de ocorrência de acidentes de uma instalação equipada com um sistema de proteção composto apenas por um canal. A expressão deduzida pelos autores incorpora os efeitos da taxa de demanda e da taxa de reparo do canal. Os autores

demonstraram que, dentro de uma faixa típica da taxa de falha, taxa de demanda e intervalo entre teste, a frequência de ocorrência de acidentes não é muito sensível a pequenas variações na taxa de reparo. Eles também fizeram uma comparação numérica dos resultados obtidos com aqueles publicados na literatura e obtidos por expressões equivalentes e mostraram que algumas expressões podem ser obtidas como um caso particular da expressão apresentada.

Devido à importância da frequência de ocorrência de acidentes como um parâmetro fundamental na análise probabilística de segurança de instalações que manipulam materiais perigosos, FRUTUOSO E MELO, *et al.* (1989) apresentaram um modelo markoviano de confiabilidade que considera a interdependência entre a frequência de ocorrência de eventos iniciadores (taxa de demanda) e a indisponibilidade do sistema de proteção. Os autores observaram uma significativa redução na frequência de ocorrência de acidentes, comparada com os métodos tradicionais (os eventos taxa de demanda e indisponibilidade de sistemas são independentes) para os casos em que as taxas de demanda são altas, como ocorre na maioria das instalações industriais. Os autores também investigaram a influência de diferentes políticas de testes na frequência de acidentes.

IAEA-TECDOC-590 (1991) apresenta um estudo de caso sobre os usos dos métodos da Análise Probabilísticas de Segurança para quantificar a frequência de derretimento do núcleo (ou frequência de dano no núcleo) utilizando o modelo proposto por DUNGLINSON & LAMBERT(1983).

Através da revisão acima apresentada o parâmetro frequência de acidentes pode ser obtido de duas formas. Na primeira, válida somente quando se efetua a determinação do referido parâmetros em análise de segurança de instalações que apresentam uma baixa taxa de demanda, este parâmetro é calculado multiplicando-se a frequência do evento iniciador denominada taxa de demanda, ν , pela indisponibilidade média do sistema de proteção, U :

$$\eta = \nu.U(\lambda, \mu) \quad (\text{II.1}),$$

onde U , indisponibilidade média do sistema de proteção, depende das taxas de falha, λ , e de reparo, μ , dos componentes que o constituem, bem como das políticas de testes e

manutenção. A segunda é válida para as análises relacionadas as instalações que apresentam altas taxas de demanda, pois estas taxas apresentam efeitos significativos sobre a indisponibilidade média do sistema de proteção. Neste caso a frequência de acidentes é dada por:

$$\eta = \nu U(\lambda, \mu, \nu) \quad (\text{II.2}).$$

II.3 - DISPONIBILIDADE E INDISPONIBILIDADE DOS SISTEMAS DE PROTEÇÃO

O sistema de proteção é um sistema reparável, e portanto a disponibilidade é a quantidade de interesse fundamental para avaliar a capacidade desse sistema desempenhar as funções para as quais foi projetado. Neste caso, a disponibilidade é definida como: $A(t)$, probabilidade de que um dispositivo desempenhe satisfatoriamente sua função em dado instante de tempo. Esta é referida sendo uma disponibilidade pontual.

Freqüentemente, faz-se necessário determinar a disponibilidade para um intervalo de tempo específico. Neste caso, a disponibilidade será definida como:

$$A^*(T) = \frac{1}{T} \int_0^T A(t) dt \quad (\text{II.3})$$

e este é exatamente o valor da disponibilidade média sobre o intervalo de tempo, T. Este intervalo pode ser o ciclo de vida de um sistema ou, então, o tempo necessário para completar uma determinada missão. Finalmente, sabe-se que, após um período inicial em que a disponibilidade sofre alguns efeitos de transientes, esta se estabiliza em um valor independente do tempo, conhecido como disponibilidade assintótica ou estacionária, e é definida como:

$$A^*(\infty) = \lim_{T \rightarrow \infty} \frac{1}{T} \int_0^T A(t) dt \quad (\text{II.4}).$$

Como o componente é reparável, considera-se que seu ciclo de vida seja uma sucessão de períodos de funcionamento (estado operacional) e não-funcionamento (estado falho). Neste caso, a confiabilidade é sempre menor que a disponibilidade.

A indisponibilidade, $U(t)$, é a probabilidade de se encontrar um dispositivo em um estado falho, em um dado instante de tempo, sendo definida como:

$$U(t) = 1 - A(t) \quad (\text{II.5}).$$

II.4 – ASPECTOS QUE INFLUENCIAM A DISPONIBILIDADE DOS SISTEMAS DE PROTEÇÃO

Segundo IAEA-TECDOC-547 (1990), a Análise Probabilística de Segurança (APS) pode fornecer informações importantes relacionadas com o espectro de acidentes possíveis para uma central nuclear em particular, ou outras instalações de processos. Quando se fala em APS de instalações de processo, o parâmetro de interesse é a frequência de ocorrência de acidentes, como anteriormente mencionado. Esta frequência, por sua vez, está diretamente relacionada com a indisponibilidade média do sistema de proteção. Portanto, o desempenho de segurança desejado para as operações das instalações de processos está firmemente ligado à alta disponibilidade do sistema de proteção. Visando a obtenção desta alta disponibilidade, nos últimos 30 anos, foram realizados diversos trabalhos de pesquisas, e que serão comentados a seguir.

II.4.1 – Aspectos da redundância e diversidade

Os sistemas de segurança devem ser construídos utilizando arquiteturas ou configurações diversificadas, para aumentar a sua confiabilidade e disponibilidade, BALLS & COLE (1991). Dentro deste contexto, a redundância e a diversidade desempenham um papel fundamental. O princípio da redundância garante a presença de mais dispositivos técnicos operacionais do que o necessário para que o desempenho

estabelecido seja alcançado com sucesso. A diversidade, por sua vez, irá garantir que os sistemas sejam diferentes: em projeto, construção ou na funcionalidade dos componentes redundantes, com a finalidade de reduzir a possibilidade falhas sistemáticas.

Como os sistemas de proteção possuem as funções de: fornecer informação sobre o estado do sistema (ex.: iniciar a atuação de alarmes ou apresentar informações analógicas sobre as medidas realizadas), garantir intertravamento contra ações indesejáveis e iniciar automaticamente ações protetoras, terão que ser altamente confiáveis e, portanto, a redundância é de suma importância para garantir a sua funcionalidade.

Basicamente, existem quatro configurações possíveis para o sistema:

- configuração em série;
- configuração em paralelo;
- configuração *stand-by*;
- configuração em paralelo usando lógica de votação majoritária.

Na configuração em série, como o próprio nome diz, os componentes são conectados em série, Figura (II.1), e a falha de um único componente provocará a falha do sistema. Por este motivo, esta configuração nunca é utilizada para sistemas de proteção.

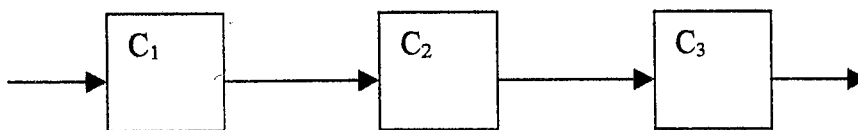
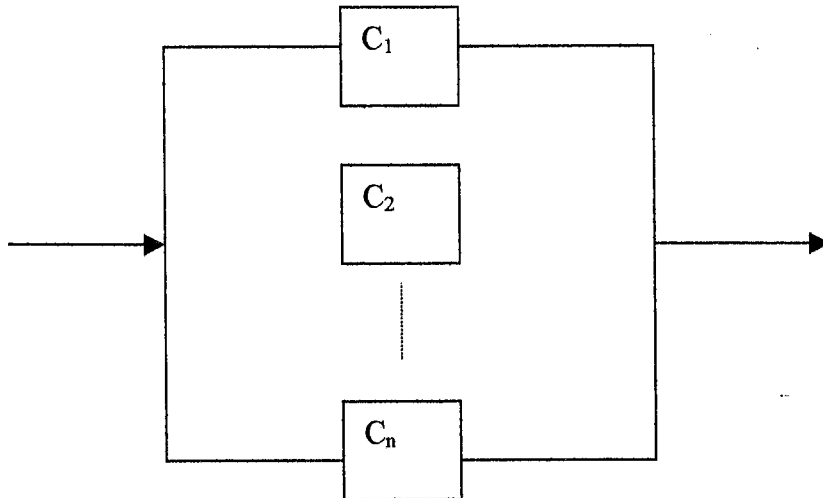


Figura (II.1) - Configuração em série de 3 componentes redundantes.

No caso da redundância em paralelo, a falha do sistema somente ocorrerá quando todos os componentes falharem, ver Figura (II.2). Esta configuração oferece o nível de confiabilidade desejado pelos sistemas de proteção, mas, por outro lado, existe o impedimento do capital e logístico.



Figura(II.2) - Configuração em paralelo de n componentes redundantes.

Na configuração em reserva (*standby*), Fig.(II.3), existirá pelo menos um componente que estará em reserva, esperando o momento em que será conectado ao sistema através de um processo de chaveamento. Neste caso, a confiabilidade do sistema irá depender basicamente da confiabilidade do chaveamento.

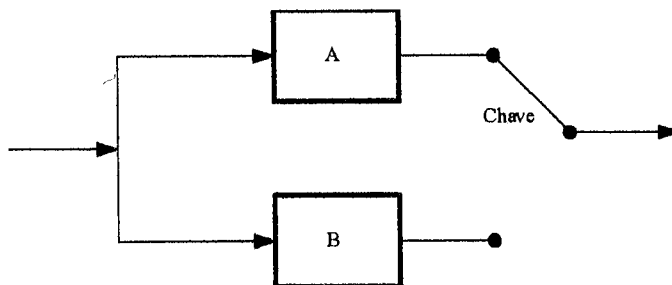


Figura (II.3) – Configuração em *standby* de dois componentes redundantes.

Nos sistemas que usam lógica de votação (n de m) é necessário que pelo menos n canais estejam funcionando para que o sistema efetue com sucesso a sua missão ou operação. A Fig. (II.4) apresenta uma configuração que utiliza uma lógica do tipo 2 de 3.

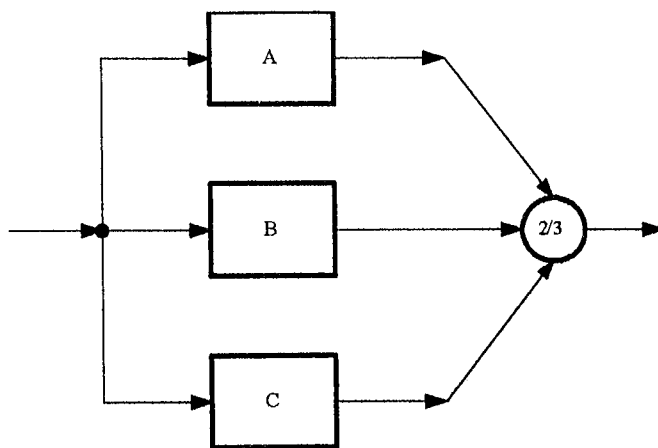


Figura (II.4) – Configuração de três componentes redundantes usando a lógica 2/3.

A diversidade tem papel importante na diminuição da ocorrência de falhas sistemáticas, tais como falhas de causa comum. Esta diversidade está relacionada com a diferença no projeto, na construção ou na funcionalidade dos sistemas redundantes. De acordo com PREISCHL & REICHART (1991), existem dois tipos de diversidades possíveis: (i) diversidade de componentes, (ii) diversidade funcional. A Fig.(II.5) apresenta um esquema de uma configuração redundante levando em consideração o aspecto da diversidade funcional.

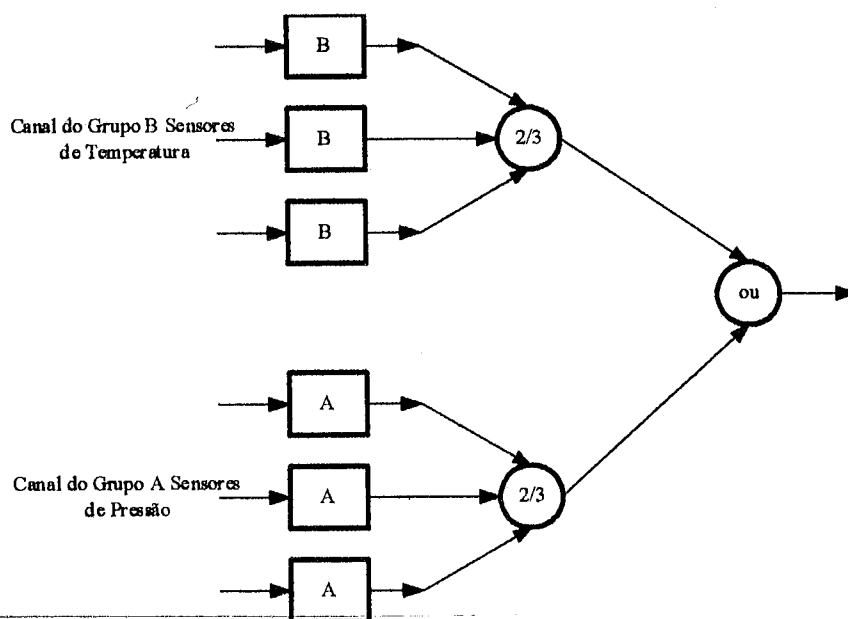


Figura (II.5) – Configuração redundante considerando os aspectos de diversidade funcional.

II.4.2 - Aspectos relacionados com o autoteste e o auto-anúncio da falha

Um sistema com automonitoramento possui capacidade de autoteste e de autoanúncio da falha. Através da realização do auto-teste, o sistema tem sua operacionalidade testada através de sinais periódicos de testes. O autoanúncio da falha é realizado por um componente específico instalado dentro do sistema, em geral um comparador, um módulo de monitoração, etc. Devido à rápida detecção da falha, efetuada por estes sistemas e o tempo de reparo curto envolvido, estes sistemas apresentam uma baixa indisponibilidade. Esta filosofia é empregada no projeto da maioria dos sistemas de proteção e, principalmente, nos sistemas digitais.

Os trabalhos a seguir destacam a implantação dos sistemas digitais baseados em microcomputadores, os quais permitem o uso de funções de monitoramento mais complexas do que as obtidas, por exemplo, pelos dispositivos eletromecânicos, que eram amplamente utilizados.

Quando se fala em sistemas de proteção de reatores baseados em microcomputadores, o papel principal é desempenhado pela capacidade de diagnósticos dos programas de autoverificação, CLAROTTI & MATTUCCI (1980). Os autores destacam a importância da alta eficiência destes programas de autoverificação em relação à detecção das falhas, para que o sistema atinja um alto nível de confiabilidade. Eles também apontam as dificuldades encontradas na qualificação de segurança destes sistemas.

ARENÝ *et al.* (1989) apresentam um método que utiliza indistintamente diagramas de transição de estados (Markov) ou redes de Petri, acoplados a uma árvore de falhas, para efetuar a análise da confiabilidade de um sistema de proteção digital integrado.

BALLS & COLE (1991) discutiram de forma breve sobre alguns conceitos básicos relacionados aos sistemas de segurança (ex.: confiabilidade, disponibilidade, redundância e tolerância a falhas, confiabilidade de *software* e testes), destacando as principais diferenças entre os sistemas de controle de processo e os sistemas de bloqueio de segurança (são sistemas que detectam uma condição fora de controle ou uma seqüência imprópria de eventos e iniciam uma ação corretiva ou a interrupção do processo). Os autores destacam também o fato de que os sistemas de proteção devem ter alta confiabilidade, disponibilidade e manutenibilidade, e, também devem diferir no

projeto conceitual, do que normalmente é necessário para um sistema de controle. Eles destacam a importância da realização automática de testes e diagnósticos para a detecção de falhas para o sistema como um todo, para diminuir a indisponibilidade devido a falhas não reveladas e a necessidade de se realizar trabalhos sobre a padronização do sistema de proteção.

A importância de se ter o sistema de proteção separado do de controle é objeto do trabalho de DOMBROWSKI *et al.* (1991), isto é, com diferentes *hardware* e *software*. O grau de separação necessária entre estes sistemas baseia-se nos seguintes requisitos: classificação dos riscos envolvidos, potencial para provocar prejuízos e danos ao ambiente ou à instalação. Os autores utilizam uma matriz guia para determinar o grau necessário baseado nos requisitos anteriormente apresentados.

ADAMSKI (1991), traça a evolução dos sistemas de proteção na indústria petroquímica, desde os relés eletromecânicos até os sistemas modulares de redundância tripla (T.M.R). Esta evolução foi conduzida inicialmente pelo uso de dispositivos baseados em transistores e, depois, pelo uso de circuitos integrados em sistemas programáveis. Ela é decorrente da necessidade crescente de sistemas de alta confiabilidade, o que implica na mudança de um único controlador lógico programável para microcomputadores programáveis com *softwares* (aplicativos) complexos. Esta nova geração de sistemas de proteção utiliza *hardware/firmware* (instruções para computadores que estão estocados em *chips*) e *software* nos sistemas tolerantes a falhas do tipo redundância tripla modular. O autor destaca a necessidade de se estabelecer padrões para os sistemas de proteção da nova geração, a fim de atender as necessidades das indústrias de processos, visto que estes padrões não se encontram disponíveis para muitas aplicações, existindo apenas alguns padrões estabelecidos isoladamente. Cita por exemplo, a Exxon, a qual estabeleceu algumas normas padrões de engenharia para sistemas de proteção, de modo a garantir que os requisitos de segurança, ambientais e econômicos fossem atingidos. O estabelecimento de padrões não é uma tarefa fácil, visto que existem muitas questões a discutir: classificação das fontes potenciais de perigo, cálculos de confiabilidade de *hardware e software*, manutenção de sistemas, etc.

Esta necessidade por sistemas de alta confiabilidade implica segundo TRIPP & HUBBY (1991) na incorporação de dispositivos de autodiagnóstico pelo sistema de proteção. Estes dispositivos monitoram o desempenho do sistema continuamente, minimizando o tempo médio para reparar o componente, através do relato rápido e

oportuno da ocorrência da falha. Entretanto, as falhas não detectadas pelos dispositivos de autodiagnósticos contribuem substancialmente para a indisponibilidade, visto que estas somente serão detectadas através de uma rotina de inspeção bem estabelecida. Portanto, é importante empenhar-se para que o fator de cobertura dos dispositivos de diagnósticos seja pelo menos de 99,8%, para minimizar o tempo médio para reparar o sistema. Em segundo lugar, destaca-se a necessidade de se ter redundância em todos os níveis críticos do sistema. De acordo com os autores, estes sistemas estão sujeitos a duas categorias de falhas que podem ser detectadas e reparadas: a primeira, e a mais óbvia, consiste apenas em uma alteração nos parâmetros dos componentes e a outra seria uma interrupção, por um período de tempo curto, da função do componente. Dentro da primeira categoria, o estresse normal provocado pelo ambiente com o tempo, poderá causar alterações nos parâmetros ou até a parada total do componente. Na segunda categoria, a falha é freqüentemente ocasionada por um transiente que provoca a interrupção das comunicações entre os subsistemas.

Como foi enfatizado, existe uma grande busca por sistemas de proteção que tenham uma alta disponibilidade, e sabe-se que esta somente será alcançada quando a falha for rapidamente detectada e o reparo do sistema imediatamente realizado. Portanto, esta alta disponibilidade está diretamente relacionada ao quão satisfatórios são os dispositivos de diagnóstico na identificação das falhas.

Neste caso, GOBLE (1991) apresenta o termo "cobertura" como sendo a medida de quão satisfatórios são estes dispositivos na detecção das falhas. O autor também apresenta a definição deste fator cobertura como sendo a probabilidade de que uma falha seja detectada dado que ela tenha ocorrido. O fator cobertura é considerado por muitos como a variável mais importante da disponibilidade em sistemas tolerantes a falhas. As técnicas empregadas para o diagnóstico de falhas são classificadas de dois modos, segundo o autor: (i) comparação com uma referência pré determinada, ou (ii) comparação com uma unidade conhecida que esteja operando muito bem. A primeira técnica é a mais utilizada. Por exemplo, em um automóvel, são realizadas medições da pressão do óleo, da pressão de compressão seca ou molhada e desobstrução mecânica, e os resultados são comparados então com as especificações do fabricante.

A utilização de dispositivos de diagnósticos, neste caso, é de suma importância, visto que ele tornará aparente uma falha não revelada. Os sistemas com alto fator de

cobertura apresentam poucos modos de falhas e são mais confiáveis e seguros do que os com baixo fator de cobertura.

SMITH (1991a) explora o impacto do fator cobertura sobre a confiabilidade de sistemas e discute alguns dos métodos mais utilizados para atingir um alto fator de cobertura e para avaliá-lo. A eficácia do sistema de diagnóstico é expressa pelo “fator de cobertura” ou simplesmente “cobertura”. Neste caso, este fator de cobertura é equivalentemente definido como: (i) a probabilidade de que a falha seja detectada e adequadamente tratada, (ii) a razão das falhas adequadamente tratadas pelo total de falhas possíveis. O processo markoviano invariante no tempo é utilizado para avaliar o efeito do fator de cobertura sobre a confiabilidade dos sistemas de proteção. Destaca ainda três métodos disponíveis para se obter um alto fator de cobertura: (i) *softwares* de diagnóstico, (ii) equipamentos com “testes embutidos”, (iii) testes regulares de verificação manual. Os equipamentos com testes embutidos oferecem uma opção mais tratável para se analisar a cobertura por meios de técnicas como análises de efeitos e modos de falhas, ou através da análise por árvore de falhas; entretanto, os sistemas de diagnóstico de falhas dos sistemas eletrônicos programáveis sempre terão como um dos seus ingredientes algum tipo de aplicativo (*Software*). Quando estes aplicativos foram utilizados à época da realização deste trabalho, os mesmos deveriam ter uma manutenção mínima, visto que eram intratáveis do ponto de vista da análise de segurança. Quanto aos testes manuais, sempre serão necessários para estender o exercício de algumas funções que simplesmente não podem ser automaticamente testadas em linha (*online*) sem interferir com o processo.

PAQUES (1991) discute alguns dos problemas relacionados com a utilização de Controladores Lógicos Programáveis (CLP) em aplicações de segurança, bem como algumas medidas que devem ser consideradas para melhorar a segurança destes dispositivos. Os problemas citados pelo autor são três: (i) influência do ambiente, (ii) modo de falha aleatória, (iii) facilidade de se manipular os programas. Com relação às medidas para melhorar, estas estão relacionadas com a inclusão de alguns elementos mínimos de segurança nos CLP.

BALLS & GRUHN (1991) exploram os diversos fatores que estão envolvidos com o uso de sistemas de segurança em situações de alto risco. Dentre estes destacam-se as taxas de demanda e disponibilidades, falhas reveladas e não reveladas, o uso da técnica de análise de modos e efeitos de falhas para avaliar todos os possíveis modos de

falhas dos equipamentos, falhas de causa comum, arquitetura dos sistemas e o tipo de tecnologia escolhida. As principais conclusões são: (i) os CLPs empregados em sistemas de segurança devem ter alto grau de automação, disponibilidade, confiabilidade e manutenibilidade do que os que são empregados em controle de processos, os quais estão sujeitos a inconfiabilidade humana em decorrência da interação constante com operador, (ii) devem ser utilizadas metodologias comuns a outras indústrias de alto riscos nas indústrias de processos, para garantir que os sistemas de segurança projetados atendam aos requisitos definidos pelos estudos de riscos e econômicos, e (iii) os princípios apresentados enfatizam a importância da frequência com que são realizados os testes e os diagnósticos de falhas *online* do sistema completo, para prevenir a indisponibilidade devido a falhas não reveladas.

Uma vez que o sistema de segurança tenha sido projetado, algumas técnicas deverão ser utilizadas para verificar que o sistema, de acordo com o projeto, irá atingir o nível de integridade necessário para aplicação em segurança. Duas técnicas são de uso comum: análise quantitativa e análise qualitativa. GRUHN (1991) examina as formas de se conduzir ambas as análises. O autor também efetua uma revisão de cada um dos métodos e discute as suas limitações e seus méritos.

A implementação de um sistema de redundância tripla modular é o objeto do trabalho de SMITH (1991b), no qual ele descreve um sistema de controle programável que foi projetado para ser utilizado em controle de processos críticos modernos, aplicações estas que exigem um alto grau de funcionalidade. O projeto da arquitetura destes sistemas, dos equipamentos (*hardware*) e dos aplicativos (*software*) nasceu do desenvolvimento de controles tolerantes a falhas e de falha em segurança para aplicações diversas, incluindo satélites, processamento de materiais nucleares, etc. O controlador baseado na redundância modular tripla é tecnologicamente chamado de equipamento com tolerância à falha implementada (HIFT - Hardware-implemented fault tolerance), a qual fornece um nível extremamente alto de confiabilidade e funcionalidade, enquanto mantém muito baixo o nível de complexidade dos aplicativos (*software*). Isto fornece um projeto de um equipamento bastante simples que garante que seus modos de falhas sejam conhecidos e controlados, e que o sistema possa ser facilmente analisado e mantido. Em adição, para que estes objetivos sejam plenamente contemplados, o projeto deverá: (i) fornecer um grau muito alto de cobertura de falhas, (ii) permitir que a análise de segurança seja facilmente aplicável, (iii) e que a manutenção e atualização dos aplicativos

(*software*) sejam simplificados. Estas observações foram obtidas através de experimentos conduzidos em um protótipo, e as aplicações para estes sistemas incluem controle do nível de potência elétrica, controle de segurança de processos críticos, e sistemas de desligamentos de emergência.

FREDERICKSON & BECKMAN (1991) utilizam modelos markovianos para comparar diferentes implementações de controladores tolerantes a falhas. Quando se avalia a aplicação destes sistemas em segurança, a taxa de falha e o tempo médio entre falhas para desarmes espúrios e falhas perigosas devem ser cuidadosamente analisadas. Esta análise demonstrará que o uso de CLPs duplos ou triplos com apenas um dispositivo de entrada/saída terá como resultado um número não aceitável de falhas perigosas por ano. Uma comparação do ponto de vista de custo do ciclo de vida útil dos controladores deverá ser feita para aplicações específicas em segurança, caso em que o custo anual de desarmes espúrios e falhas perigosas passa a ser o principal fator econômico.

ANDERSON (1991) examina os diferentes tipos de técnicas tolerantes a falhas empregadas, o custo de implementação de sistemas baseados nestas técnicas, e o tempo médio entre falhas resultantes dos sistemas instalados.

BELEW *et al.* (1992) apresentam as etapas necessárias para iniciar o processo de atualização da instrumentação e do controle para a instalação americana de Browns Ferry.

Utilizando-se de índice extraídos dos requisitos de confiabilidade e segurança da instalação, BENKO & NETO (1997) propuseram um método para o desenvolvimento de sistemas de proteção digitais. Os autores apresentaram diretrizes para a avaliação destes dois fatores que são preponderantes na definição de arquiteturas para a proteção e controle de instalações nucleares. São sugeridas técnicas e ferramentas para a avaliação e modelagem de arquiteturas de *hardware* de proteção digitais computadorizados. Para a avaliação da qualidade do *software*, sugerem-se mecanismos de controle de projeto, especificação e procedimentos de verificação e validação.

II.4.3 – Aspectos relacionados aos testes periódicos e ao reparo da unidade falha

Um dos fatores importantes na análise da indisponibilidade dos sistemas de segurança está relacionado com o estabelecimento do intervalo ótimo da realização do

teste destes sistemas, visto que estes sistemas trabalham em reserva (*standby*) e estão sujeitos a falhas não reveladas, e estas somente serão reveladas após a realização de um teste ou após a ocorrência de uma demanda que, no caso, é um evento indesejável, pois caracteriza uma situação de acidente. Outro fator extremamente importante, o qual também está relacionado com a realização dos testes, é a duração do reparo, ou tempo para reparar o dispositivo ou o componente falho. Esta relação está associada ao fato de que o reparo só terá início após a detecção da falha.

JACOBS (1968) demonstrou de maneira simples e objetiva a obtenção de um intervalo ótimo para a realização dos testes. Para isto, ele utilizou como exemplo ilustrativo o sistema de proteção de um reator que monitora dois parâmetros.

Seguindo esta mesma linha, HIRSCH (1971) procurou estabelecer um intervalo entre testes ótimo, utilizando as configurações lógicas das instrumentações comuns aos sistemas de proteção dos reatores. Neste caso, ele considerou a possibilidade dos testes serem simultâneos ou escalonados.

SIGNORET (1979) afirmou que na época da realização de seu trabalho havia uma certa necessidade de se estabelecer modelos precisos para avaliar a disponibilidade dos sistemas que operavam em reserva (*standby*), periodicamente testados. O autor desenvolveu um modelo para avaliar a disponibilidade pontual e a média destes sistemas.

METTLER (1985) procurou mostrar como uma aplicação cuidadosa da teoria da confiabilidade, até então existente poderia resultar em um grande benefício. Ele também descreve o efeito antecipado que o teste e a inspeção provocam na função confiabilidade de um equipamento e sistema.

MUTH (1965) deduziu diversas fórmulas para expressar a confiabilidade de um sistema composto de duas unidades idênticas e reparáveis, sendo que uma unidade encontrava-se operando, enquanto a outra estava em reserva (*standby*) e assumiu que cada componente tinha seus tempos de falhas independentes e exponencialmente distribuídos e os tempos de reparo também independentes, só que seguindo uma distribuição gama. Os resultados de confiabilidade foram obtidos como funções da capacidade para um reparo, dois reparos, e assim por diante.

MUTH (1968) apresenta um método para prever o tempo em que o sistema estará fora de ação. O autor considera um sistema cujos componentes, sob falhas, são reparados ou substituídos e, que o sistema somente apresentará dois estados, a saber: o operacional e o falho. A confiabilidade do sistema é obtida como uma função da taxa de

falha e da taxa de reparo de cada componente, sendo que os tempos para falhar e para reparar ambos seguem uma distribuição exponencial. O critério de qualidade do sistema, neste caso, será a variável aleatória *Downtime*, denotada por $D(t)$, e definida como o tempo em que o sistema esteve fora durante o intervalo de tempo $(0, t)$.

Utilizando-se de um processo de renovação de Markov, ARORA (1976a e b), deduziu as expressões para as funções densidade da variável tempo de falha e tempo médio para o sistema falhar. O autor considerou um sistema redundante com duas unidades operando em reserva de prontidão (*warm standby*) com reparo permitido. Neste caso, o reparo da unidade falha é restringido pela variável aleatória “tempo máximo de reparo da falha associado a cada unidade” e, se a unidade falha não for reparada dentro deste tempo máximo, a unidade deverá ser rejeitada para uso posterior. Dois tipos de situações de falhas são consideradas: (i) não é permitido que o sistema permaneça algum tempo fora de operação, (ii) será permitido que o sistema permaneça algum tempo fora de operação.

HELMICK (1985) deduz uma equação para determinar o valor esperado da variável tempo de reparo de um componente que opera em períodos regulares, isto é, que opera por um período de tempo seguido por um período em que não existe demanda para o mesmo. Este ciclo se repete durante toda a vida útil do componente. O autor considera que o tempo de reparo começa imediatamente após uma falha e continua até a sua finalização. Neste caso, somente o tempo de reparo que ocorre durante um período operacional da instalação contribui para a indisponibilidade da mesma, e este tempo de reparo é conhecido como “tempo de reparo efetivo”. O tempo de reparo efetivo pode ser usado juntamente com a taxa de falha do componente, para calcular a indisponibilidade do estado estacionário. O autor também deduz uma equação aproximada para determinar o valor esperado do tempo de reparo efetivo.

FRUTUOSO E MELO (1992) desenvolveu uma aplicação de um processo estocástico específico, no caso, o semi-markoviano, o que permitiu analisar o comportamento do sistema de proteção, constituídos por n canais idênticos e sujeitos a lógicas de atuação do tipo K-de-N, de maneira dinâmica, com o intuito de levar em conta uma série de aspectos (ocorrência de altas demandas, modelagem dos intervalos de duração dos testes dos canais e a consideração de tempos de reparo não exponenciais dos mesmos), que influenciam o seu desempenho de maneira marcante e, assim, obter a

sua indisponibilidade média e, por extensão, a respectiva frequência de ocorrência de acidentes de acordo com a formulação apresentada por OLIVEIRA & NETTO (1987).

Em seus trabalhos, NUNES *et al.* (1995a, 1995b e 1994) utilizaram o método dos estágios para avaliar o efeito do reparo na frequência de ocorrência de acidentes de uma instalação de processo, usando a formulação apresentada por OLIVEIRA & NETTO (1987) e considerando diferentes distribuições para os tempos de reparo (gama, lognormal e Weibull).

II.4.4. – Resenha Sobre Aspectos Relacionados Com o envelhecimento e o Desgaste

O documento IAEA-TECDOC-540 (1990) apresenta diversas considerações relacionadas com extensão de vida útil de uma instalação, destacando o fato de que este processo não deverá envolver somente considerações sobre o projeto e os procedimentos, mas também considerações sobre os efeitos do envelhecimento.

Segundo IAEA-TECDOC-547 (1990), os efeitos do envelhecimento têm potencial para aumentar a probabilidade de falha dos componentes envolvidos. Este aumento pode estar relacionado a um ou mais fenômenos discutidos no item I.3 e pode provocar um aumento na probabilidade e na frequência de ocorrência de transitórios de processo ou de falhas e aumento da probabilidade de falha de componentes com funções mitigadoras. Portanto, o fenômeno do envelhecimento tem dois efeitos destacados:

- provocar um aumento da taxa de falha de um componente como uma função do tempo; ou
- provocar a degradação da capacidade de determinados componentes para atingir certos padrões como requisitados em projeto.

Como já dito anteriormente, a causa raiz do aumento da taxa de falha pode ser qualquer dos fenômenos já apresentados, por exemplo fadiga ou corrosão, IAEA-TECDOC-547 (1990). Este aumento tem dois efeitos sobre o risco:

- o aumento na taxa de falha aumenta a indisponibilidade (i.e., provoca um decréscimo na confiabilidade) de um componente importante para a segurança (ex.: o sistema de proteção);

- aumento na taxa de falha de certos componentes poderá ter como consequência um aumento na frequência de variações nas condições de processo, incluindo a frequência de ocorrência de iniciadores de acidentes. Isto aumenta efetivamente o número de vezes que os sistemas de segurança deverão operar e proporcionalmente aumenta o risco.

Durante as duas últimas décadas, tem-se feito um esforço concentrado para chamar a atenção para o envelhecimento dos equipamentos relacionados com a segurança de centrais nucleares, bem como de outras instalações industriais.

Preocupado com esta possibilidade, OELKERS & WEAVER (1978) publicaram um dos primeiros trabalhos a tratar este problema através da modelagem do envelhecimento e desgastes. Eles combinaram analiticamente dois aspectos não usuais da operação de componentes relacionados com a segurança da instalação: condições anormais do ambiente (provocam o desgaste dos componentes) e o envelhecimento. O modelo desenvolvido foi implementado em um programa de computador para avaliar a confiabilidade de um sistema de proteção do reator, visando determinar a duração de um componente qualificado e o efeito de um programa de renovação (substituição) preventiva como substituto ou um complemento para um programa de qualificação de envelhecimento. Segundo os autores a implantação do método proposto traria um benefício econômico substancial.

GLEASON (1982) faz uma discussão geral sobre a inclusão do conceito de envelhecimento, e sobre a aplicação destes dentro dos testes de esforços utilizados na qualificação de equipamentos.

A Comissão Reguladora Americana (NRC) iniciou há duas décadas o programa de pesquisa sobre o efeito do envelhecimento em centrais nucleares (NPAR) visando uma melhor compreensão do processo de degradação devido aos efeitos do envelhecimento de componentes importantes. Este processo pode afetar a segurança de uma central nuclear, se a perda de funcionalidade não for detectada antes que uma falha ocorra, e pode também mudar a probabilidade de falha dos componentes, em sistemas que mitigam os efeitos de transientes e de acidentes, e, portanto, reduzir a margem de segurança.

Como parte desse programa de pesquisa, a NRC financiou diversos projetos em diferentes laboratórios americanos, os quais resultaram em importantes realizações que serão comentadas.

MEYER (1988a, 1988b e 1986) realizou uma revisão sobre a experiência operacional relacionada com os sistemas de injeção de alta pressão (SIAP) e de proteção do reator nuclear (SPR), com o propósito de avaliar a contribuição potencial do envelhecimento para a degradação destes sistemas, sendo os principais objetivos dos estudos: (i) identificar problemas específicos relacionados com o envelhecimento, (ii) determinar os mecanismos de estresses, degradação e os modos de falha potenciais dos componentes do SIAP e SPR, (iii) rever as práticas de inspeção, manutenção, monitoração e verificação, (iv) recomendar aperfeiçoamento nas práticas anteriores e identificar parâmetro de desempenho ou indicadores funcionais potencialmente úteis na detecção de degradação por envelhecimento.

Ainda dentro desta mesma linha de pesquisa, JACOBS (1986) observou a influência do envelhecimento sobre a capacidade do equipamento de segurança conduzir adequadamente a função para qual foi projetado, levantando questões sobre os padrões de qualificação ambiental de equipamentos elétricos da época. No segundo trabalho, JACOBS (1987), faz uma avaliação provisória sobre os efeitos do envelhecimento no sistema de proteção do reator, visando atingir os principais objetivos do programa de pesquisa patrocinado pela NRC.

ARLOTTO *et al.* (1988) destacam a importância da realização de estudos relativos aos processos de envelhecimento, a fim de garantir que a central nuclear continue a operar com segurança. Neste caso, eles alertam para o fato de que deverão ser tomadas medidas para monitorar os processos de degradação nos principais sistemas e componentes e, se necessário, mitigar estes efeitos através da manutenção, reparo ou substituição. Este artigo destaca as atividades que estão sendo conduzidas pelo programa de pesquisa sobre envelhecimento de centrais nucleares patrocinado pela comissão reguladora americana.

FERNANDEZ-FERNANDEZ & VITALE (1988) discutem uma forma de combinar uma política de substituição com o aumento na vigilância dos componentes para tornar possível o controle do processo de envelhecimento. Segundo os autores, esta combinação torna-se necessária, visto que muitos componentes de uma central nuclear não podem ser substituídos (ex.: vaso do reator, gerador de vapor, pressurizadores, etc.) por ser a mesma antieconômica, ou, as vezes, impraticável.

A coleta e avaliação de dados operacionais são necessárias para avaliar os efeitos da degradação e envelhecimento de componentes, sistemas e estruturas, sobre a

segurança da operação de centrais nucleares durante o período de vida útil e qualquer extensão deste período, são destacados por MACDONALD *et al.* (1988), bem como a identificação dos componentes, estruturas e sistemas mais afetados e das causas-raízes relacionados com o envelhecimento.

HUNT & SINHA (1992) revisaram os estudos sobre a teoria de corrosão e dados do histórico operacional das válvulas operadas por motores, observados nas condições de serviço, e as falhas de operacionalidade das válvulas foram discutidas com os engenheiros e o pessoal de operação para determinar os efeitos da corrosão, erosão e deposição óxida sobre o coeficiente de atritos das superfícies deslizantes das válvulas.

No campo da modelagem dos efeitos do envelhecimentos sobre a confiabilidade, também foi encontrada uma variedade de trabalhos onde os mais importantes são comentados a seguir.

Como a distribuição exponencial é bastante simples, ela tem sido amplamente utilizada. Entretanto, MUTH (1980) ressalta a existência de algumas aplicações em que a propriedade de falta de memória não combina com a realidade física, como é caso em que T representa o tempo de serviço ou de reparo, ou quando a falha deve-se ao envelhecimento. Como o autor afirma, a falta de memória é equivalente a dizer que não há envelhecimento ou desgaste, acrescentando que as características do envelhecimento podem ser mananciais de informações primárias, disponíveis para os engenheiros sobre quaisquer sistemas e componentes e estas podem ser facilmente traduzidas para uma distribuição apropriada dos tempos de falhas.

Portanto, MUTH (1980) estende a noção da propriedade de falta de memória, para definir o que venha a ser memória, como quantificá-la, como identificar as distribuições através da sua propriedade de memória e, finalmente, indicar como a propriedade de memória pode ser deduzida a partir dos dados observados. Ainda, segundo o autor, o conceito de memória está relacionado com o de envelhecimento. Para o autor, a memória diz respeito à habilidade para inferir a duração t de um item a partir da sua distribuição de probabilidade de vida remanescente.

Como parte do programa de pesquisa patrocinado pela NRC, um dos projetos conduzidos é o de avaliação dos riscos associados aos fenômenos de envelhecimento. Dentro deste projeto, um procedimento foi desenvolvido, VESELY & VORA (1988), para quantificar o risco de uma central nuclear a partir de dados de falhas de envelhecimento. O procedimento apresentado utiliza o modelo de envelhecimento linear

de envelhecimento. O procedimento apresentado utiliza o modelo de envelhecimento linear e suas extensões a fim de relacionar a taxa de falha de envelhecimento dos componentes com os parâmetros dos mecanismos de envelhecimento, os quais são estimados a partir de dados de falha e de manutenção. A taxa de falha de envelhecimento é utilizada para quantificar os riscos relacionados a este fenômeno, tais como disponibilidade de sistemas de segurança, frequência de ocorrência do evento, dano no núcleo e o risco de dano à saúde.

HALL *et al.* (1988) destacam três aspectos que requerem uma melhor compreensão: (i) mecanismos do processo de envelhecimento, (ii) avanço nos processos de predição para avaliação do impacto sobre o risco e a disponibilidade e, (iii) um melhor entendimento da operação da central; para que sejam desenvolvidas estratégias de modo que os efeitos do envelhecimento sejam minimizados.

A partir da metade da década de 80, a segurança e os fatores econômicos relacionados com as instalações de processos, principalmente com as centrais nucleares passaram a sofrer uma vigilância minuciosa e mais criteriosa, à medida que se entrava em uma era em que as decisões comerciais e econômicas tornavam-se mais restritivas e o grau de conscientização do público com relação à segurança destas instalações atingia o seu apogeu. Na prática, estas duas questões estão intimamente ligadas, pois decisões relacionadas com a segurança afetam o capital e os custos correntes da instalação e do seguro, visto que as estações economicamente favoráveis podem ser tidas como seguras em decorrência de uma maior disponibilidade de capital para investimentos. Neste ponto, fica claro que futuros investimentos em novas instalações terão como requisitos que estas sejam ao mesmo tempo seguras e confiáveis para que se tenha o retorno desejável sobre o investimento empregado.

O fato de que muitas instalações (nucleares ou até mesmos outras instalações de processo) estejam próximas de ser retiradas de operação, não necessariamente por causa da deterioração física ou perda de produtividade, mas simplesmente por que estas já se encontram próximas do final da sua vida útil estabelecida em projeto (40 anos) e devido ao momento econômico atual desfavorável, levaram muitos países a pensar sobre a extensão da vida útil destas instalações. Nos Estados Unidos, no Japão e na Noruega, por exemplo, começaram a surgir vários programas de pesquisa em cooperação principalmente com a indústria nuclear para resolver questões técnicas e procedimentais que afetam a extensão da vida útil. Estes programas de pesquisa são o objetos dos

artigos de REINERTSEN (1996), BALLARD & TOMKINS (1989), MISHIMA (1988) DUCHARME *et al.* (1988) e DEBEY *et al.* (1988).

ALBIN & CHAO (1992) utilizam um sistema em série com multicomponentes, o qual possui um componente que deteriora com o tempo, modificando suas características operacionais e, conseqüentemente, aumentando a taxa de falha dos componentes vizinhos. Neste caso, a substituição preventiva do componente deteriorado poderá ser benéfica. A política de substituição considera: (i) a deterioração do componente é inspecionada no instante em que a falha ocorre, e este somente será substituído caso esta deterioração ultrapasse um nível crítico, ou, (ii) monitoração contínua da deterioração do componente. Os autores utilizam uma cadeia de Markov, que é resolvida através de um algoritmo eficiente que explora a estrutura do sistema.

VESELY (1992) descreveu algumas aproximações utilizadas para incorporar os modelos de confiabilidade de envelhecimento de componentes em uma Avaliação Probabilística de Segurança (APS) de uma central nuclear, ao qual denominou de Análise Probabilística de Segurança Dependente da Idade (APSI). Segundo o autor, a diferença básica entre uma APSI e uma APS é que ele pode modelar explicitamente os efeitos do envelhecimento na taxa de falha do componente, o que geralmente provoca um aumento desta à medida em que a duração ordinária da vida do componente aumenta, enquanto em uma APS esta taxa é constante. Outras vantagens destacadas pelo autor é o fato de que em uma APSI pode-se modelar explicitamente os efeitos dos testes e manutenção sobre o envelhecimento, bem como explicitar a dependência da duração ordinária da vida de componentes importantes sobre a frequência de ocorrência de danos no núcleo, enquanto uma APS comum não permite.

VESELY (1992) apresenta ainda a forma como uma APS e uma APSI tratam a taxa de falha dos componentes. Em uma APS comum, segundo o autor, na determinação da probabilidade de falha ou da indisponibilidade de um componente, o dado básico utilizado é a taxa de falha deste, e, neste caso, ela é constante, apresentando o mesmo valor independente da sua idade. Por outro lado, em uma APSI, o envelhecimento é explicitamente considerado, isto é, as alterações na taxa de falha como uma função da sua idade são consideradas. Os modelos empregados em uma APSI, segundo o autor, são os modelos de taxa de falha de envelhecimento linear, taxa de falha de envelhecimento exponencial e taxa de falha de envelhecimento de Weibull. A adoção de uma APSI permite também considerar explicitamente os efeitos das atividades de testes,

manutenções e reparos sobre o envelhecimento dos componentes. De acordo com o autor, foram levantadas diversas questões sobre a aplicação da metodologia desenvolvida: falta de dados para a determinação precisa da taxa de falha devido ao envelhecimento (dispersão dos dados de históricos de falha, dados esparsos, etc.), falta de informações para controle do envelhecimento através das atividades de testes e manutenções (intervalo de condução dos testes, ações específicas conduzidas, etc.). Esse assunto também foi abordado em vários outros trabalhos STOCK *et al.* (1994 e 1993), VESELY & HASSAN (1991a, b) e SAMANTA *et al.* (1991a, b).

A modelagem da degradação inicialmente foi desenvolvida para compreender o processo do envelhecimento, podendo ter muitas aplicações com vantagens potenciais. Os trabalhos prévios enfocam principalmente o desenvolvimento dos conceitos básicos e matemático de um modelo de degradação simples. Usando um modelo simples, HSU *et al.* (1992) analisaram os tempos de ocorrência de falhas e tempos de degradação para componentes em *standby* visando detectar indicações do envelhecimento e para inferir a efetividade da manutenção na prevenção do envelhecimento relacionado com a degradação

Utilizando esta mesma filosofia, BIER (1991) faz aplicação da análise bayesiana nos dados sobre eventos, tais como: atuações das funções de emergência de segurança, falhas destes sistemas, e o desligamento rápido do reator; considerando um modelo linear de envelhecimento. Os resultados mostraram que as estimativas da taxa de envelhecimento e a frequência de eventos futuros podem ser completamente sensíveis a ambas escolhas da distribuição a priori e do método de análise, e que os dados frequentemente serão muitos esparsos para permitir uma determinação da ocorrência do envelhecimento.

Visando adequar os métodos existentes de Análise Probabilística de Segurança (APS) e dos dados que tenham sido utilizados, de forma que fossem incluídas as contribuições do envelhecimento sobre o risco, SANZO *et al.* (1994) avaliaram os trabalhos publicados até a época, relacionados com o envelhecimento sobre componentes, sistemas e estruturas das centrais nucleares, bem como das bases de dados associadas. Os autores sugerem o emprego de modelos físicos de confiabilidade na análise dos efeitos do envelhecimento para que sejam incorporados os mecanismos que o provocam.

HASSET *et al.* (1995) fizeram uma combinação da taxa de falha dependente no tempo com uma análise por meio da cadeia de Markov, obtendo desta forma uma análise da confiabilidade e disponibilidade. Entretanto, esta combinação de técnicas, dependendo do tamanho do sistema, poderá resultar em um elevado número de equações diferenciais, o que torna o problema de difícil tratamento. Neste trabalho, os autores identificam soluções que são mais fáceis de tratar. Este modelo foi utilizado na obtenção da confiabilidade e disponibilidade para as configurações “um componente e dois estados” e “dois componentes e quatro estados”. A taxa de falha variante no tempo foi caracterizada por uma expressão polinomial geral, sendo que as taxas de falha constante, linear e Weibull são casos especiais deste polinômio. De acordo com os autores, esta expressão polinomial da taxa de falha fornece a flexibilidade na modelagem da taxa de falha variante no tempo, o que ocorre na prática.

Como as primeiras gerações de centrais nucleares se encontram próximas do final de seu período de vida útil, sendo que algumas já ultrapassaram este período, a Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) iniciou na década de 80 um programa visando uma melhor conscientização e entendimento por parte dos países utilitários destas centrais, com relação ao impacto potencial do envelhecimento sobre a segurança, dos processos de envelhecimento, dos métodos e das ações necessárias para gerenciar efetivamente o envelhecimento dos componentes destas centrais. A seguir são comentados alguns destes trabalhos.

O IAEA-TECDOC-540 (1990) faz uma compilação dos principais trabalhos efetuados até a época de sua publicação, considerando principalmente os trabalhos realizados pelo NPAR. Segundo o documento, a questão central relacionada ao envelhecimento é o fato de que a segurança das centrais nucleares poderá ser prejudicada, caso a degradação de componentes e estruturas importantes não seja detectada antes da perda de suas capacidades funcionais, e ações corretivas não sejam efetuadas em tempo hábil. O documento particulariza o caso em que a degradação não seja revelada pela operação de rotina e nem pelos testes, podendo no caso levar à falha ou a múltiplas falhas de componentes redundantes em condições anormais e de acidente. O documento apresenta ainda uma definição para o processo de envelhecimento, a qual é utilizada neste trabalho (ver item I.3). O documento incentiva a utilização de modelos matemáticos relacionados ao processo de envelhecimento, bem como a aplicação das técnicas de APS para determinar como o envelhecimento afeta a indisponibilidade dos

componentes e sistemas, indicando quais componentes e sistemas são mais propensos ao envelhecimento e que são importantes para a segurança da central. Como ponto fundamental, o autor destaca o fato da necessidade de que sejam otimizados as atividades de testes, verificação e manutenção com relação ao envelhecimento, fornecendo uma avaliação qualitativa e quantitativa dos efeitos do envelhecimento.

Com relação aos métodos a serem empregados para a determinação dos componentes importantes para a segurança mais suscetíveis ao processo de degradação ocasionado pelo envelhecimento, o IAEA-TECDOC-590 (1991) destaca: análise através de dados relativos à experiência operacional, opinião de especialistas e utilização de técnicas probabilísticas, no caso, utilizando um modelo linear.

O documento IAEA-TECDOC-547 (1990) fornece um guia sobre as diferentes formas em que as técnicas de APS podem ser empregadas em análise que visam a extensão da vida útil de centrais nucleares. Este documento também faz parte do programa iniciado pela IAEA acima comentado. O documento apresenta as etapas específicas para a utilização das técnicas de APS disponíveis até o momento, juntamente com dados operacionais e critérios de segurança para sustentar a tomada de decisão quanto à extensão de vida útil da instalação, bem como as pesquisas necessárias para a extensão da aplicabilidade das técnicas de APS neste campo. De acordo com o documento, os problemas encontrados nas análises que se utilizam de APS, e que são necessárias para prever o comportamento futuro de componentes e sistemas importantes para a segurança da instalação nuclear, estão relacionados com: taxa de falha variável e frequência de ocorrência de eventos iniciadores variáveis. Portanto, para se obter uma função explícita no tempo (IAEA-TECDOC-547, 1990), a aproximação usual é ajustar uma função paramétrica ao conjunto de dados disponível. Como indicação do documento, o modelo de taxa de falha de envelhecimento de Weibull é empregado, por se tratar de um modelo bastante flexível e de aplicação direta e que é frequentemente empregado para prever o desempenho futuro.

Dentro deste contexto, desde 1993, no Programa de Engenharia Nuclear da COPPE/UFRJ, estão sendo investigadas e utilizadas diferentes ferramentas e conceitos teóricos visando a verificação de vantagens e desvantagens de suas aplicações, abordando a questão dos efeitos do envelhecimento de componente na engenharia da confiabilidade.

NUNES *et al.* (2000a, 2000b e 1997) abordam a questão da avaliação da indisponibilidade de um canal de proteção sob efeito do processo de envelhecimento pelo

método dos estágios, considerando os modelos de envelhecimento de Weibull e lognormal. Estes trabalhos representam o desenvolvimento de bancada que culminaram na tese aqui apresentada.

Dentro do objetivo de demonstrar a eficácia do método dos estágios na análise da indisponibilidade de um sistema de proteção contendo apenas um canal, FRUTUOSO *et al.* (1999) e NUNES *et al.* (1997) efetuaram um estudo de caso simples considerando por hipótese: (i) o modelo de envelhecimento de Weibull, (ii) combinação de estágios em série como sendo o modelo que representaria o comportamento da Weibull.

Entretanto, na escolha do modelo de combinação, o número de estágios a serem adicionados e suas conexões são parâmetros identificadores do método. A determinação dos mesmos não é uma tarefa fácil o que requer o emprego de uma ferramenta de otimização robusta e eficiente. A fim de executar uma busca global em um espaço de topologia complexa, NUNES *et al.* (2000a, 2000b) desenvolveram um sistema genético baseado nos algoritmos genéticos para determinar automaticamente a combinação dos estágios e o conjunto de parâmetros que melhor representam a distribuição analisada. Os resultados relativos às aplicações iniciais da metodologia na análise da indisponibilidade do sistema de água de alimentação auxiliar são mostrados e comentados, assumindo-se em NUNES *et al.* (2000a) que os tempos de falha seguiam os modelos de envelhecimento de Weibull e lognormal e em NUNES *et al.* (2000b) que os tempos de falha e de reparo respectivamente seguiam um modelo de envelhecimento de Weibull e um modelo de reparo lognormal.

Uma segunda linha de pesquisa visa a obtenção de um modelo generalizado, baseado no Processo Não Homogêneo de Poisson (*PPNH*), para avaliar as taxas de ocorrência de falhas de um sistema reparável quando estas não são constantes e os tempos de falhas não são independentes e identicamente distribuídos. Dentro desta linha destacam os trabalhos de modelos de confiabilidade de sistemas reparáveis, SALDANHA *et al.* (1995).

Uma terceira linha de pesquisa visa a obtenção de um modelo de filas para considerar os efeitos do envelhecimento. Neste modelo, o problema de que um componente, que se encontrava em perfeitas condições de trabalho, venha a falhar e do reparo deste, para que o mesmo seja novamente colocado em condição de trabalho é visto como uma fila. Além disso, o envelhecimento do componente é modelado através

das variáveis suplementares, onde o envelhecimento é considerado como uma variável de tempo extra, OLIVEIRA *et al.* (1997).

A quarta linha de pesquisa visa o desenvolvimento de metodologia baseada na introdução de uma variável suplementar no modelo de avaliação da confiabilidade de sistemas sujeitos ao efeitos do envelhecimento. Tal variável leva em consideração a idade do componente, PINHO *et al.* (1999)

II.5 – MODELO DE TAXA DE FALHA DE ENVELHECIMENTO DE WEIBULL

A distribuição de Weibull é em geral uma distribuição de dois parâmetros, de escala α e de forma β , e através dos ajuste destes obtém-se uma variedade de formas que podem ajustar perfeitamente muitos dados experimentais, RAMAKUMAR (1993).

Quando uma variável aleatória possui uma função densidade de probabilidade (fdp), dada por:

$$f_T(t) = \beta \alpha^{-\beta} t^{\beta-1} e^{-(t/\alpha)^\beta}, \alpha > 0, \beta > 0 \text{ e } t \geq 0 \quad (\text{II.6}),$$

diz-se que ela segue uma distribuição de Weibull, (MONTGOMERY & RUNGER, 1994, McCORMICK, 1981 e BILLINTON & ALLAN, 1983).

A função de distribuição de Weibull correspondente é dada por:

$$F_T(t) = 1 - e^{-(t/\alpha)^\beta} \quad (\text{II.7}).$$

A taxa de falha do modelo Weibull é dada por:

$$\lambda(t) = \beta \alpha^{-\beta} t^{\beta-1} \quad (\text{II.8}),$$

apresentando uma forma decrescente quando $\beta < 1$, constante para $\beta = 1$ (a distribuição exponencial pode ser obtida com taxa de falha igual a $1/\beta$) e será crescente para $\beta > 1$. Em particular, para $1 < \beta < 2$ apresenta uma forma ligeiramente crescente, isto é, cresce mais

lentamente do que a função linear; para $\beta=2$ a forma é linear (a distribuição de Rayleigh é obtida) e para $\beta>2$ cresce mais rapidamente do que a linear. À medida que o valor β aumenta, a distribuição de Weibull tende para a distribuição normal, para $\beta\geq 4$. A Fig. (3-5) de McCORMICK (1981) ilustra muito bem este comportamento.

A média e a variância para a distribuição de Weibull são respectivamente:

$$E(T) = \alpha \Gamma\left(1 + \frac{1}{\beta}\right) \quad (\text{II.9})$$

e

$$\sigma^2 = V(t) = \alpha^2 \Gamma\left(1 + \frac{2}{\beta}\right) - \alpha^2 \left[\Gamma\left(1 + \frac{1}{\beta}\right)\right]^2 \quad (\text{II.10}).$$

Segundo SANZO *et al.* (1994), a distribuição de Weibull pode ser utilizada para modelar fadiga dentro do ciclo de vida de um componente ou sistema e ressalta o fato que ela foi planejada para descrever o resultado dos testes de fadiga. O autor destaca ainda as formas variadas que o modelo de Weibull incorpora, incluindo a exponencial e uma aproximação da normal. SANZO *et al.* (1994) finalizam dizendo que o modelo de Weibull é freqüentemente empregado para modelar a confiabilidade de componentes elétricos sujeitos ao desgaste de sua versatilidade podendo ser usada para descrever as fases de mortalidade infantil, período de vida útil e a fase de desgaste da curva da banheira.

Entretanto, existem situações em que um modelo de Weibull de três parâmetros pode ser empregado, e neste caso a função densidade terá a seguinte forma:

$$f_T(t) = \beta \alpha^{-\beta} (t - \tau)^{\beta-1} e^{-((t-\tau)/\alpha)^\beta}, \alpha > 0, \beta > 0 \text{ e } 0 \leq \tau \leq t \leq \infty \quad (\text{II.11}).$$

A função de distribuição de Weibull de três parâmetros correspondente é dada por:

$$F_T(t) = 1 - e^{-((t-\tau)/\alpha)^\beta} \quad (\text{II.12}).$$

A taxa de falha do modelo de Weibull com três parâmetros é dada por:

$$\lambda(t) = \beta \alpha^{-\beta} (t - \tau)^{\beta-1} \quad (\text{II.13}).$$

A média e a variância para a distribuição de Weibull são respectivamente:

$$E(X) = m = \tau + \alpha \Gamma\left(1 + \frac{1}{\beta}\right) \quad (\text{II.14})$$

e

$$\sigma^2 = V(x) = \alpha^2 \Gamma\left(1 + \frac{2}{\beta}\right) - \alpha^2 \left[\Gamma\left(1 + \frac{1}{\beta}\right)\right]^2 \quad (\text{II.15})$$

onde t é o tempo de falha e τ é o tempo no qual $F(t) = 0$.

O Apêndice C apresenta uma compilação de vários modelos de taxa de envelhecimento que também poderão ser empregados na análise dos efeitos do envelhecimento.

O MÉTODO DOS ESTÁGIOS OTIMIZADOS POR ALGORITMOS GENÉTICOS

III.1 – INTRODUÇÃO

Como estabelecido anteriormente, este capítulo tem como objetivo apresentar a metodologia desenvolvida para analisar a indisponibilidade de sistemas considerando os efeitos do envelhecimento. A análise desses efeitos implica em uma distribuição não-exponencial dos tempos de falhas e, conseqüentemente, em uma taxa de transição variável entre os possíveis estados.

Muitas análises de confiabilidade de sistemas assumem que os tempos de falha são exponencialmente distribuídos. Esta aproximação conduz a um modelo markoviano, o qual possui taxas de transição constantes entre os estados possíveis do sistema. Uma taxa de transição constante significa que ela não irá depender do tempo gasto em um determinado estado do sistema, ou de como chegou a determinado estado do sistema.

Segundo BILLINTON & ALLAN (1983), a aproximação pela distribuição exponencial somente será válida quando for avaliado o valor médio do estado limite ou o valor médio de um intervalo de tempo no qual o valor assintótico já foi atingido, em sistemas que contenham componentes estatisticamente independentes. A análise de tais casos é relativamente simples e os resultados numéricos são facilmente obtidos.

O fato da taxa de transição não ser constante tem uma forte implicação sobre o modelo a ser utilizado na análise da indisponibilidade do sistema de proteção ou outros sistemas, isto é, o modelo markoviano não pode ser utilizado. Entretanto, fazendo-se uso

do método dos estágios, os estados que apresentam taxas de transições dependentes do tempo seriam desmembrados em um conjunto de estágios, onde a taxa de transição entre os estágios é constante, portanto, podendo agora ser utilizado o modelo markoviano.

Em trabalhos anteriores (LEES, 1982, OLIVEIRA & AMARAL NETTO, 1987, OLIVEIRA *et al.*, 1990, IAEA-TECDOC-669, 1992) foram desenvolvidos modelos markovianos para a análise da indisponibilidade de sistemas de proteção constituídos por canais idênticos, o que implicava, necessariamente, que os tempos de reparo considerados seguissem uma distribuição exponencial. Nesses modelos, várias hipóteses foram estabelecidas para levar em conta aspectos típicos e o resultado quantitativo desejado era a frequência de acidente da instalação na qual os diversos arranjos de canais de proteção estavam instalados.

Esta aproximação geralmente é aplicada na análise dos tempos entre falhas de componentes que se encontram dentro do seu período de vida útil. No entanto, a utilização desta aproximação para tempos de falha dentro do período de vida residual da instalação ou de extensão deste período torna-se duvidosa. Como a exponencial é uma distribuição sem memória, a alteração no desempenho do componente provocada pelo tempo acumulado de operação ou de instalação do componente (envelhecimento) não faz com que a probabilidade de falhar no intervalo $(t, t+\Delta t)$, dado que ele estava funcional em t , cresça: ao contrário, permanece constante (taxa de falha constante), considerando que t se encontra no período de desgaste e envelhecimento da curva da banheira Fig.(I.4).

Nesse sentido, a adoção de um modelo markoviano é incorreta porque, para se levar em conta a degradação gradual dos componentes (efeitos do envelhecimento), a taxa de falha dos componentes deverá ser crescente no tempo.

Estudos na área de confiabilidade de sistemas de potência envolvendo distribuições de tempos não-exponenciais (SINGH & BILLINTON, 1977, 1972, SINGH *et al.*, 1977, 1973) revelaram que estas distribuições representam adequadamente os tempos de permanência no estado falho na maioria dos casos práticos.

Sempre que a distribuição que melhor representa os tempos de falha não for exponencial, o processo estocástico empregado na modelagem torna-se não-markoviano. A solução do problema acima mencionado pode ser obtida através da utilização de dois métodos: o dos estágios e, o das variáveis suplementares (SINGH & BILLINTON, 1977, COX & MILLER, 1965 e COX & SMITH, 1961).

Neste trabalho, é feita a aplicação do método dos estágios, partindo-se das distribuições de tempos de falha lognormal, gama e de Weibull, propostas na literatura, bem como algumas alternativas. O método dos estágios consiste em representar de maneira equivalente um estado com taxa de transição variável por uma combinação de estágios, onde cada um deles possui taxa de transição constante [Fig.(III.1)]. Este método representa um modelo não-markoviano por um modelo markoviano equivalente.

A Fig.(III.1), apresenta um diagramas de transição de estados ilustrativo da aplicação do método dos estágios, onde a) sistema com dois estados: o estado 1 é o de funcionamento e o 2 é o falho, e com taxa de falha variável (envelhecimento); b) aproximação do estado 1 anterior por uma combinação de dois estágios em série, onde ρ (taxa de transição entre os estágios) é constante.

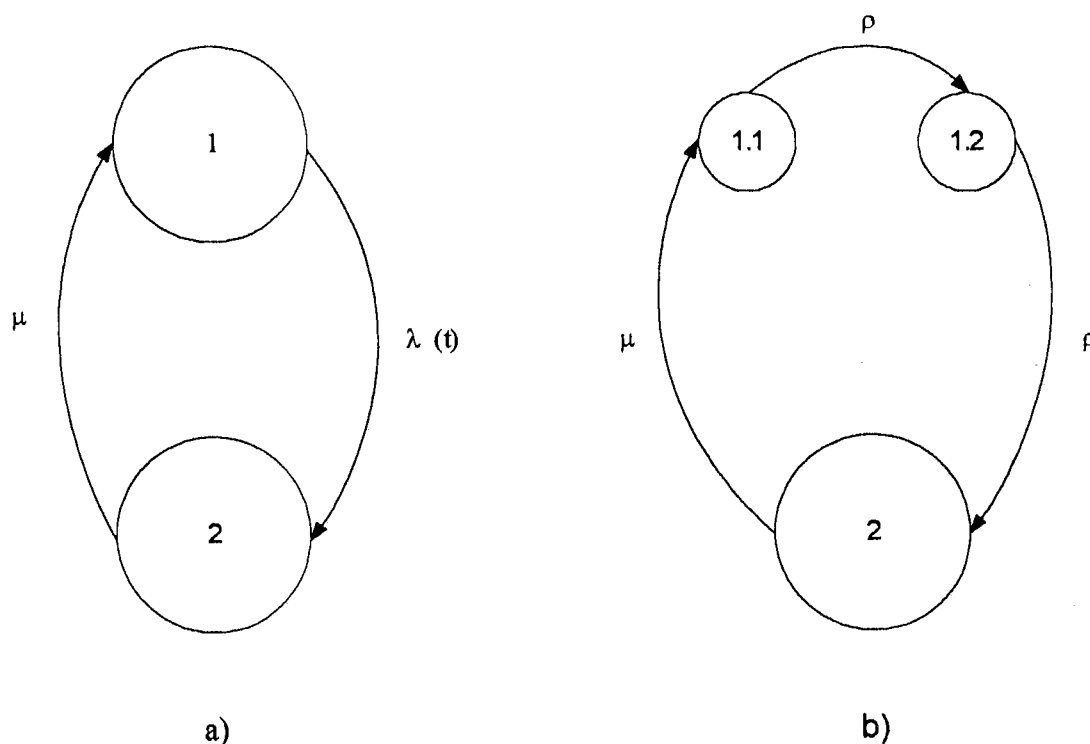


Figura (III.1) - Diagramas de transição de estados ilustrativos da aplicação do método dos estágios.

A aplicação do método dos estágios começa com a seleção da combinação de estágios apropriada para aproximar a distribuição não-exponencial desejada. Esta seleção irá depender das diferentes características das distribuições a serem simuladas ou aproximadas, do grau de precisão necessário, da simplicidade do modelo e do intervalo de tempo para o qual a aproximação será feita.

Entretanto, existem algumas dificuldades associadas com o método dos estágios: a escolha do tipo de combinação a ser utilizada na modelagem markoviana equivalente e a escolha dos parâmetros identificadores, os quais dependem da distribuição a ser simulada, NUNES *et al.* (2000a, b, 1997, 1995a, b, 1994) e NUNES (1995).

A sobreposição das dificuldades acima mencionadas requer a utilização de uma ferramenta de otimização robusta e eficiente. Este trabalho apresenta uma metodologia baseada nos algoritmos genéticos (AG), os quais conduzem uma busca global em um espaço topologicamente complexo. Esta metodologia foi desenvolvida para determinar automaticamente a combinação de estágios e o conjunto de parâmetros que melhor representam a distribuição a ser analisada. O AG desenvolvido demonstrou uma ótima habilidade para otimizar o método dos estágios.

III.2 – MÉTODO DOS ESTÁGIOS

Muitos trabalhos em confiabilidade de sistemas baseiam-se essencialmente em modelos markovianos. Entretanto, algumas variáveis aleatórias, por exemplo, os tempos de falha de envelhecimento, não são exponencialmente distribuídas, e suas taxas de transição entre estados tornam-se dependente da duração dos estados em que o sistema se encontrava, e o processo associado torna-se não-markoviano. Portanto, quando um processo torna-se não-markoviano, é necessário utilizar outra técnica para avaliar atributos de confiabilidade a ele relacionados. Uma destas, conforme já mencionado, é a dos estágios.

O método dos estágios baseia-se em que se dois ou mais estágios exponencialmente distribuído forem combinados, o estado resultante não será exponencialmente distribuído. Portanto, a forma da distribuição resultante dependerá do número de estados inicialmente combinados e se eles estão ou não em série, em paralelo ou em série/paralelo. Neste caso, o processo reverso também é válido, isto é, se um estado não é exponencialmente distribuído, então ele poderá ser dividido em subestados (estágios), onde o tempo de permanência em cada subestado seja exponencialmente distribuído, BILLINTON & ALLAN (1983).

Em linhas gerais, o método de estágios é um processo que divide um estado do sistema em subestados, onde cada subestado é definido como um estágio. Portanto, este

método representa um estado que não é exponencialmente distribuído por uma combinação de estágios, onde cada estágio é exponencialmente distribuído, isto é, ele representa um modelo não-markoviano por um modelo markoviano equivalente, NUNES *et al.* (1997, 1995a, 1995b, 1994) e NUNES (1995).

A Fig. (III.2) apresenta o diagrama de transição de estado para um sistema de proteção contendo apenas um canal. O efeito do envelhecimento faz-se através da dependência temporal da taxa de falha. O estado 1, representa o estado operacional do canal, o estado 2, o canal encontra-se não operacional e sua falha não é revelada e finalmente o estado 3, o canal encontra-se não operacional e a falha foi revelada e o canal encontra-se sob reparo. A taxa de reparo, μ e a taxa de demanda, ν , são consideradas constantes.

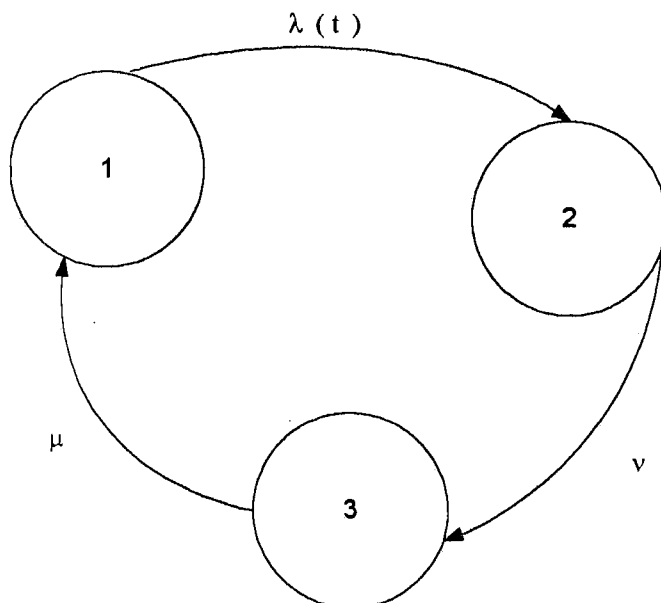


Figura (III.2) – Diagrama de transição de estado para um sistema de proteção contendo apenas um canal, considerando o envelhecimento.

III.2.1 – Modelo de estágios em série colocados em paralelo

Este modelo consiste em dois conjuntos de estágios em séries colocados em paralelo [Fig. III.3], onde ρ_i é i -ésima taxa de transição em relação ao conjunto i de estágios em séries.

A função densidade para este modelo é dada por:

$$f(x) = \omega_1 \rho_1 e^{-\rho_1 x} \frac{(\rho_1 x)^{\alpha_1 - 1}}{(\alpha_1 - 1)!} + \omega_2 \rho_2 e^{-\rho_2 x} \frac{(\rho_2 x)^{\alpha_2 - 1}}{(\alpha_2 - 1)!} \quad (\text{III.1})$$

A função distribuição é dada por:

$$F(x) = 1 - \left[\omega_1 e^{-\rho_1 x} \sum_{i=1}^{\alpha_1} \frac{(\rho_1 x)^{i-1}}{(i-1)!} + \omega_2 e^{-\rho_2 x} \sum_{i=1}^{\alpha_2} \frac{(\rho_2 x)^{i-1}}{(i-1)!} \right] \quad (\text{III.2}),$$

onde α_1 e α_2 correspondem ao número de estágios em série em cada caso.

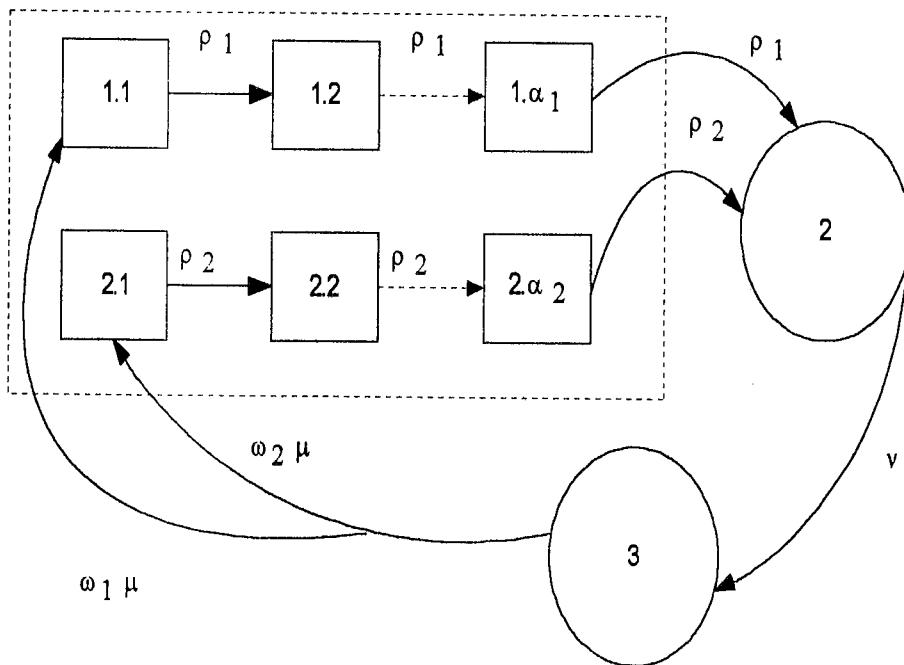


Figura (III.3) – Diagrama de transição de estados, utilizando o modelo de estágios em série colocados em paralelo para representar os tempos de falha do sistema de proteção da Fig.(I.1).

A partir deste modelo, duas simplificações podem ser obtidas quando o parâmetro ω_1 ou ω_2 for igual a 1, o que gera o modelo de estágios em série [Fig. (III.4)], e quando α_1 e α_2 forem iguais a 1, o que gera o modelo de dois estágios em paralelo [Fig. (III.5)].

III.2.1.1 – Modelo de estágios em série

Seja a combinação de estágios em série [Figura (III.4)], onde a variável aleatória contínua x_i ($i = 1, 2, \dots, \alpha$) denota a duração do i -ésimo estágio, e α é o número de estágios em série. O tempo total de permanência no estado 1 do sistema é dado pela variável aleatória X , a qual é o somatório das α variáveis aleatórias independentes e exponencialmente distribuídas ($X = x_1 + x_2 + \dots + x_\alpha$).

A função densidade de X é conhecida como erlangiana, e é dada por:

$$f(x) = \frac{\rho(\rho x)^{\alpha-1} \exp(-\rho x)}{(\alpha-1)!} \quad (\text{III.3}),$$

onde α é um inteiro positivo. A correspondente função distribuição é:

$$F(x) = 1 - \exp(-\rho x) \sum_{i=1}^{\alpha} \frac{(\rho x)^{i-1}}{(i-1)!} \quad (\text{III.4}).$$

A distribuição erlangiana possui como caso especial a própria exponencial, quando α for igual a 1.

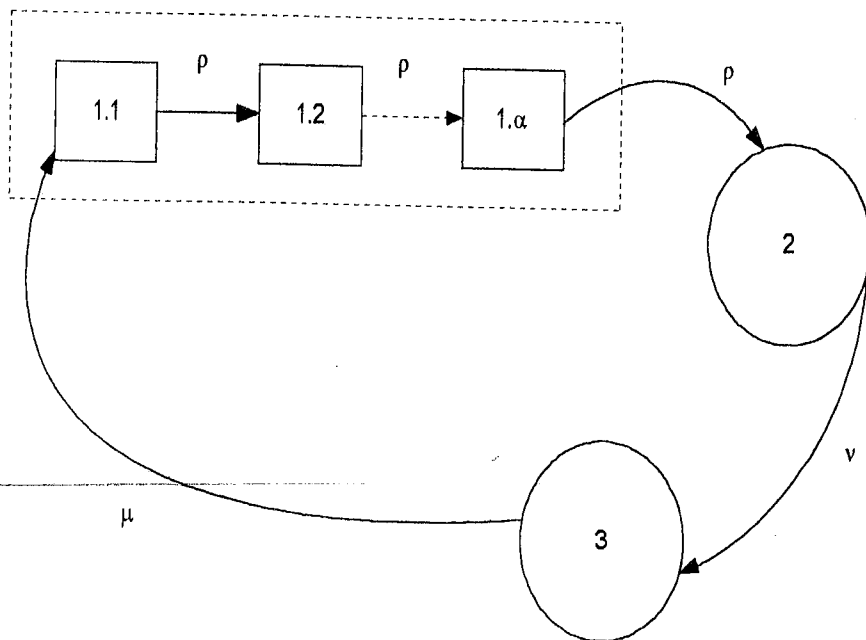


Figura (III.4) – Diagrama de transição de estado, utilizando o modelo de estágios em série para representar os tempos de falha do sistema de proteção da Fig. (I.1).

Uma generalização da Eq.(III.3) é obtida quando o parâmetro α restrito a valores inteiros é substituído por um parâmetro que assume valores reais e positivos quaisquer. Esta generalização leva à distribuição gama:

$$f(x) = \frac{\rho(\rho x)^{\theta-1} \exp(-\rho x)}{\Gamma(\theta)} \quad (\text{III.5})$$

onde,

$$\Gamma(\theta) = \int_0^{\infty} u^{\theta-1} e^{-u} du \quad (\text{III.6})$$

III.2.1.2 – Modelo de dois estágios em paralelo

Seja a combinação de estágios em paralelo [Fig. (III.5)], a qual tem uma probabilidade ω_i , $\sum \omega_i = 1$, ($i=1,2$), i. e., $\omega_2 = 1 - \omega_1$ de que um estado tenha seu tempo de reparo exponencialmente distribuído com média $1/\rho_i$.

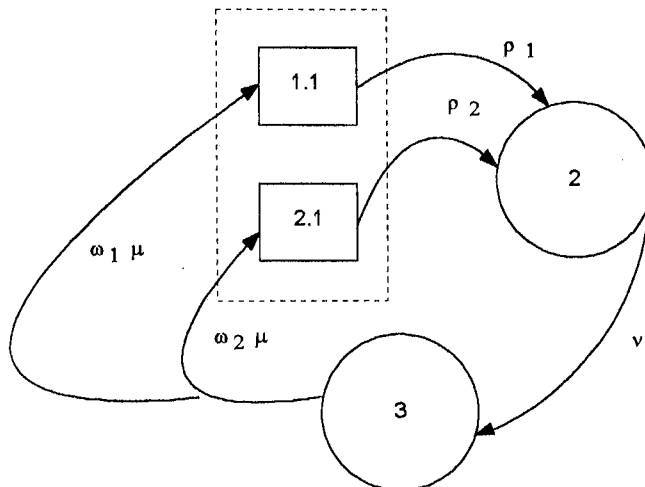


Figura (III.5) – Diagrama de transição de estados, utilizando o modelo de dois estágios em paralelo para representar os tempos de falha de um sistema de proteção contendo apenas um canal.

A função densidade de X é dada por:

$$f(x) = \omega_1 \rho_1 e^{-\rho_1 x} + \omega_2 \rho_2 e^{-\rho_2 x} \quad (\text{III.7})$$

A correspondente função distribuição:

$$F(x) = 1 - \left[\omega_1 e^{-\rho_1 x} + \omega_2 e^{-\rho_2 x} \right] \quad (\text{III.8})$$

III.2.2 – Modelo de estágios em série terminados com dois estágios distintos em paralelo

Neste modelo os estágios são colocados em série, e em série com dois estágios distintos em paralelo para representar o estado dependente do tempo Fig. (III.2), como mostra a Fig.(III.6), onde ρ_i é a i -ésima taxa de transição a partir do i -ésimo estado em paralelo e ρ é a taxa de transição a partir dos estágios em séries. A função densidade neste caso será:

$$f(x) = \omega_1 \rho_1 \left(\frac{\rho}{\rho - \rho_1} \right)^\alpha \left[e^{-\rho_1 x} - e^{-\rho x} \sum_{i=1}^{\alpha} \frac{\{(\rho - \rho_1)x\}^{i-1}}{(i-1)!} \right] + \omega_2 \rho_2 \left(\frac{\rho}{\rho - \rho_2} \right)^\alpha \left[e^{-\rho_2 x} - e^{-\rho x} \sum_{i=1}^{\alpha} \frac{\{(\rho - \rho_2)x\}^{i-1}}{(i-1)!} \right] \quad (\text{III.9})$$

A função distribuição é igual a:

$$F(x) = 1 - \left[\sum_{i=1}^{\alpha} \frac{(\rho x)^{i-1}}{(i-1)!} + \omega_1 \left(\frac{\rho}{\rho - \rho_1} \right)^\alpha \left[e^{-\rho_1 x} - e^{-\rho x} \sum_{i=1}^{\alpha} \frac{\{(\rho - \rho_1)x\}^{i-1}}{(i-1)!} \right] + \omega_2 \left(\frac{\rho}{\rho - \rho_2} \right)^\alpha \left[e^{-\rho_2 x} - e^{-\rho x} \sum_{i=1}^{\alpha} \frac{\{(\rho - \rho_2)x\}^{i-1}}{(i-1)!} \right] \right] \quad (\text{III.10})$$

A taxa de falha para este caso é dada por

$$\lambda(x) = \frac{f(x)}{1 - F(x)} \quad (\text{III.11})$$

Este modelo apresenta uma simplificação quando um dos parâmetros ω_1 ou ω_2 for igual a 1.0, gerando o modelo de combinação de estágios em série terminado em série com um estágio distinto.

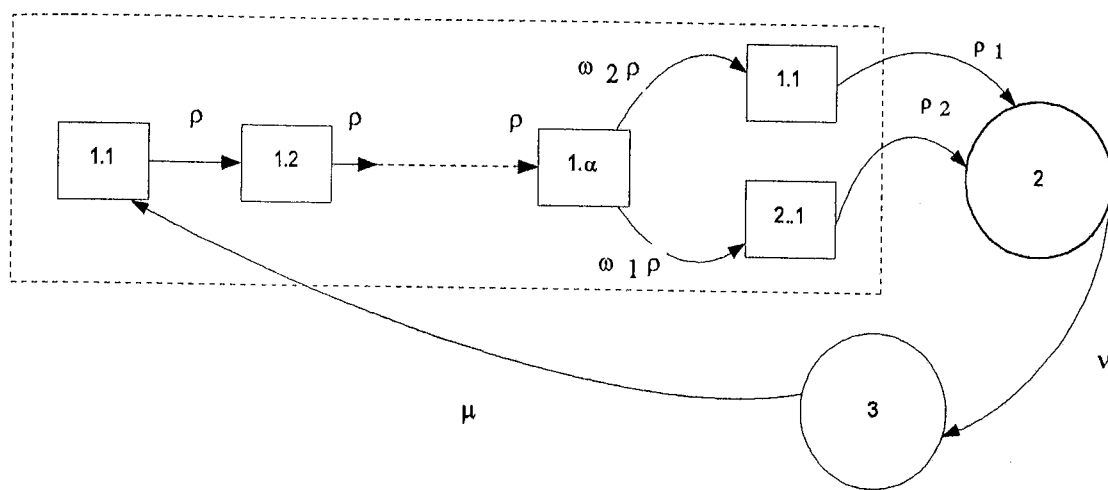


Figura (III.6) - Diagrama de transição para a combinação de estágios em série, em série com dois em paralelo, onde α é o número de estágios em série.

III.2.2.1 – Modelo de estágios em série terminado em série com um estágio distinto

Neste modelo um conjunto de estágios idênticos são colocados em série, sendo que na parte terminal um estágio distinto dos demais também é colocado em série para representar o estado dependente do tempo Fig. (III.2), como mostra a Fig.(III.7).

Este modelo possui três parâmetros: ρ , taxa de transição entre os estágios idênticos em série, α , o número de estágios idênticos em série e ρ_1 a taxa de transição a partir do estágio distinto. A função densidade para este modelo será:

$$f(x) = \rho_1 \left(\frac{\rho}{\rho - \rho_1} \right)^\alpha \left[e^{-\rho_1 x} - e^{-\rho x} \sum_{i=1}^{\alpha} \frac{\{(\rho - \rho_1)x\}^{i-1}}{(i-1)!} \right] \quad (\text{III.12})$$

e a sua função distribuição será:

$$F(x) = 1 - \left[e^{-\rho x} \sum_{i=1}^{\alpha} \frac{(\rho x)^{i-1}}{(i-1)!} + \left(\frac{\rho}{\rho - \rho_1} \right)^{\alpha} \left[e^{-\rho_1 x} - e^{-\rho x} \sum_{i=1}^{\alpha} \frac{\{(\rho - \rho_1)x\}^{i-1}}{(i-1)!} \right] \right] \quad (\text{III.13}).$$

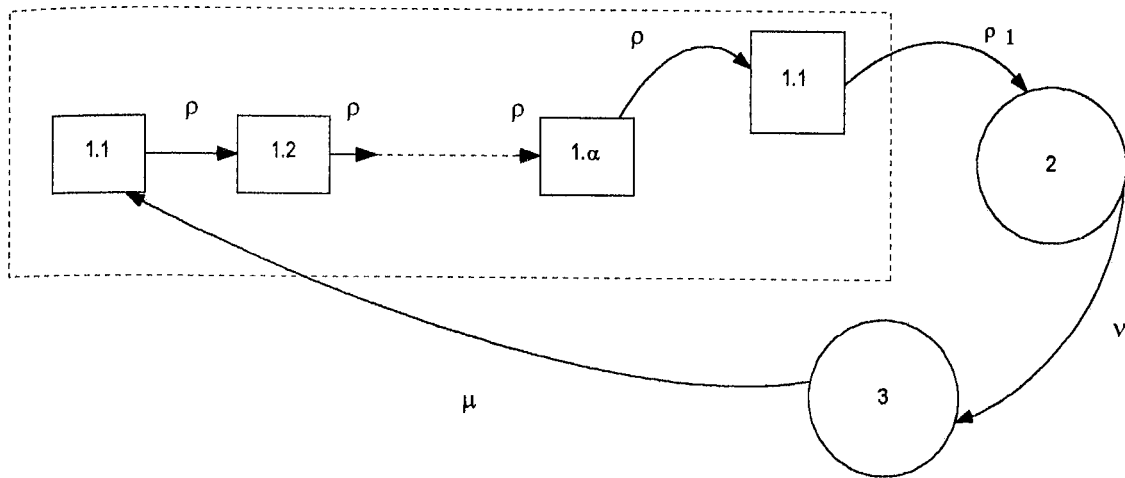


Figura (III.7) - Diagrama de transição para o modelo de combinação de estágios em série terminado em série com um estágio distinto.

III.2.3 - A aplicação do método dos momentos para a determinação dos parâmetros identificadores do modelo de combinação de estágios

A aplicação do método dos momentos na determinação dos parâmetros identificadores do modelo de combinação de estágios está baseado em: (i) se uma dada função densidade de uma variável aleatória limitada for unicamente determinada pelo seus momentos, (ii) funções densidade de variáveis aleatórias finitas que possuem um número finito de momentos inferiores em comum, exibem similaridades, PAPAZOGLU (1978). Portanto, se um determinado modelo de combinação de estágios for escolhido para representar uma dada função densidade (ex.: Weibull, lognormal), este deverá ser uma aproximação da outra, assim seus momentos deverão exibir similaridades com os da função ao qual irá simular.

Assim, após a obtenção do modelo de combinação de estágios a ser utilizado, o passo seguinte é o da avaliação dos momentos da função densidade da combinação.

Como existem n parâmetros a serem determinados, devemos analisar n momentos de uma determinada combinação e da distribuição que esta combinação está aproximando. Sejam $m_i, i=1, 2, 3, \dots, n$, os momentos da distribuição e $M_i, i=1, 2, 3, \dots, n$, os da combinação, e seja Φ_i , definida como:

$$\Phi_i = \Phi(X_0) = M_i(X_0) - m_i \quad (\text{III.14}),$$

onde X_0 é o vetor de parâmetros, M_i é o i -ésimo momento do modelo de combinação de estágios Eq. (III.17) e m_i é o i -ésimo momento da distribuição a ser simulada.

O vetor de parâmetros para o modelo de combinação de estágios com dois conjuntos em série colocados em paralelo é definido a seguir:

$$X_0 = |\alpha_1 \quad \alpha_2 \quad \rho_1 \quad \rho_2 \quad \omega_1 \quad \omega_2| \quad (\text{III.15})$$

O vetor parâmetros para o modelo de combinação de estágios em série terminados com dois estágios colocados em paralelo é definido a seguir:

$$X_0 = |\alpha \quad \rho \quad \rho_1 \quad \rho_2 \quad \omega_1 \quad \omega_2| \quad (\text{III.16})$$

Seja $f_{CE}(x)$ uma função densidade de um modelo de combinação de estágios qualquer, e seja $f_{CE}(s)$ a sua transformada de Laplace. O i -ésimo momento em torno da origem pode ser obtido se existir a i -ésima derivada de $f_{CE}(s)$ em $s = 0$

$$M_i = (-1)^i \left. \frac{d^i \bar{f}_{CE}(s)}{ds^i} \right|_{s=0} \quad (\text{III.17})$$

Não existem, em geral, uma relação direta entre os parâmetros do modelo dos estágios escolhido e os parâmetros da distribuição que será simulada. Portanto, a avaliação dos momentos (método dos momentos, SOONG, 1981) é a técnica empregada para a obtenção de uma relação entre os parâmetros associados à combinação dos estágios e a distribuição a ser simulada. Embora em muitos casos, os parâmetros que melhor definem uma distribuição empírica sejam desconhecidos, os momentos desta

podem, contudo, ser sempre determinados, seja por métodos exatos, seja por aproximação. Entretanto, no caso dos modelos de combinação de estágios, seus parâmetros identificadores são não-lineares e funções implícitas de seus momentos, necessitando assim da utilização de uma ferramenta de otimização para a determinação dos mesmos.

III.3 – ALGORITMOS GENÉTICOS

Com a finalidade de determinar de forma automática a combinação de estágios que melhor representará a distribuição a ser analisada e eliminar algumas dificuldades encontradas com o uso do método de Newton-Raphson na determinação de seus parâmetros identificadores, optou-se pelo estabelecimento de soluções baseadas em abordagem de última geração algoritmos genéticos.

Os algoritmos convencionais, dentre eles o de Newton-Raphson, utilizados em NUNES (1995), experimentam movimentos ascendentes de forma iterativa, isto é, partindo-se de um determinado ponto, o algoritmo determina a direção a ser seguida e o tamanho do passo a ser efetuado para direcionar a busca. Após a realização deste movimento, o processo se repete até que um critério de parada seja atingido. As desvantagens associadas a estes algoritmos são: o método poderá não convergir em um número razoável de passos, pode se dirigir para valores muito grandes, poderá entrar em um *looping* em um mesmo ponto e apresenta dificuldades com cumes e planícies. Quando os usuários destes algoritmos estão face a um destes problemas, têm como solução apenas experimentar diferentes valores de partida.

Deve-se acrescentar aos aspectos anteriormente apresentados o fato de que muitos problemas não são satisfatoriamente tratáveis pelos métodos tradicionais (métodos dos mínimos quadrados, métodos dos momentos generalizados, Newton-Raphson e o método da máxima verossimilhança), visto que não existe garantia nenhuma de que eles tenham encontrado um ótimo global, antes de um local caso eles venham a convergir.

Os algoritmos genéticos (AG) são inspirados na forma como os sistemas biológicos interagem na natureza HOLLAND (1975). Segundo HOLLAND (1992) estes sistemas são perfeitos solucionadores de problemas e, sendo esta habilidade decorrente

da capacidade de uma população de cromossomos explorar o espaço de busca e se combinarem mediante aos mecanismos intrínsecos da seleção e da evolução natural, levaram os pesquisadores a emular este poder extraordinário. Desta emulação nasceu o algoritmo genético (AG), uma técnica de otimização livre do cálculo, a qual emprega os conceitos de seleção natural e genética HOLLAND (1975). Os AGs possibilitam a exploração de uma faixa mais extensa de soluções potenciais para um determinado problema do que a proporcionada pelos algoritmos convencionais, isto se devendo ao fato de que estes últimos não se saíam bem sobre um espectro amplo de domínio do problema.

De acordo com GOLDBERG (1989), os AGs diferem dos algoritmos tradicionais em vários importantes aspectos:

- trabalham utilizando uma codificação das variáveis de controle, em vez das próprias variáveis;
- buscam a partir de uma população de pontos, em vez de um único ponto;
- trabalham com informação absoluta a respeito de uma função objetivo, e não usam derivadas ou informações locais;
- naturalmente paralelizáveis;
- são robustos;
- são métodos de otimização global;
- usam regras de transições probabilísticas.

Os conceitos dos AGs foram desenvolvidos por John Holland e colaboradores a partir da década de 60, tendo como objetivo o estudo formal do fenômeno de evolução, como ocorre na natureza, e desenvolver maneiras de importá-lo para os sistemas de computação, GOLDBERG, 1989

III.3.1 – Princípio básico do funcionamento de um algoritmo genético

De acordo com a evolução natural, cada espécie busca adaptar-se da melhor forma possível a um ambiente ainda em alteração. Os novos atributos, adquiridos a partir desta adaptação, são codificados nos cromossomos dos indivíduos desta espécie e repassados as próximas gerações. Segundo HOLLAND (1992), muitos sistemas

biológicos evoluem por meio da seleção natural e da reprodução sexual. O primeiro determina qual indivíduo ou membro da população irá sobreviver para se reproduzir, o segundo garante a mistura e a recombinação dos genes de suas proles.

Assim o princípio adotado pelos algoritmos genéticos (AG) é o processo de evolução por seleção natural, ou seja, os indivíduos mais adaptados ao meio ambiente têm mais chances de sobreviver. Este fato é garantido pelo critério de seleção adotado que irá fazer com que, depois de muitas gerações, o conjunto inicial de indivíduos gere indivíduos mais aptos.

Segundo GOLDBERG (1989) o AG básico [Fig.(III.10)] funciona da seguinte forma:

1. uma população de cromossomos se mantém ao longo de todo o processo;
2. a cada um dos cromossomos associa-se um valor de adaptação que está diretamente relacionado com o valor da função objetivo a otimizar;
3. cada cromossomo codifica um ponto no espaço de busca do problema;
4. executa a operação de recombinação através dos operadores cruzamento (*crossover*) e mutação com as frequências especificadas pelos respectivos parâmetros de probabilidade p_c (probabilidade de cruzamento), p_m (probabilidade de mutação), e o operador elitismo, de acordo com as informações do valor de adaptação para gerar novos indivíduos;
5. estes novos indivíduos (novas configurações) ocupam, reservam, seu espaço na nova geração;
6. este processo se repete até que uma condição de parada seja atendida: tempo de execução, número de gerações, falta de diversidade, últimas k gerações sem melhora (convergência).

III.3.2 – Representação

O ponto de partida para a utilização dos AGs como ferramenta para solução de problemas, é a codificação de forma adequada das possíveis candidatas a solução do problema que está sendo tratado. Neste caso, o conjunto de parâmetros do problema deve ser codificado em uma cadeia de caracteres (*strings*) de tamanho finito GOLDBERG (1989).

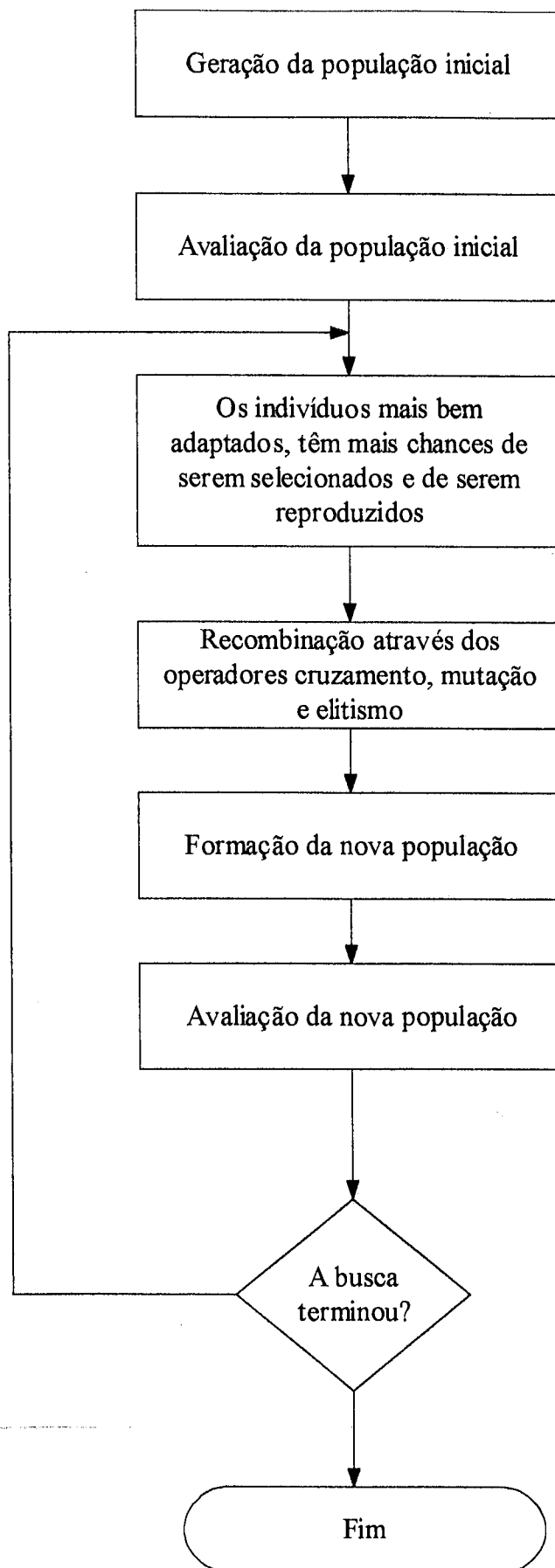


Figura (III.10) - Fluxograma da estrutura básica dos AGs.

Numa das representações mais comumente utilizadas em AGs tradicionais, também conhecidos como AGs simples, uma solução dentro do espaço de busca é representada por uma cadeia de caracteres de tamanho finito (*strings*) composta de uma seqüência binária de 0 e 1 (HOLLAND, 1992 e GOLDBERG, 1989). Isto é, as soluções (indivíduos da população) são representados genotipicamente por uma cadeia de caracteres binários (0,1), representando os cromossomos, onde cada elemento desta cadeia (deste vetor) denota a presença (1) ou a ausência (0) de uma determinada característica: seu genótipo, sendo que estes elementos podem ser combinados para formar (compor) as características reais do indivíduo, ou o seu fenótipo.

Segundo GOLDBERG (1989) esta codificação binária é facilmente empregada para os casos em que as variáveis são inteiras, o mesmo não ocorrendo com a codificação das variáveis contínuas. Neste caso, faz-se uma transformação para que estas sejam representadas por variáveis inteiras equivalentes. No caso, a precisão com que a solução ótima pode ser obtida dependerá do tamanho dos códigos de caracteres binários destes inteiros, o que levará a um compromisso inevitável entre precisão e o tempo de execução.

III.3.3 – Processo de avaliação das candidatas a solução

O processo de avaliação é considerado o mais importante, onde se encontra a ligação entre o algoritmo e o problema. Este processo é executado por uma função avaliação, conhecida como função objetivo. Esta função serve para dar valores (graus de adaptação) aos indivíduos da população, e é específica para cada tipo de problema, e utiliza o valor decodificado de cada cadeia de caracteres da população para obter o resultado. Este valor indica os indivíduos que possuem as características apropriadas para solucionar o problema em questão.

Portanto, para uma população de N indivíduos e uma função objetivo $f_{ob}(x_i)$, f_i será o grau de adaptação (*fitness value*) do i -ésimo indivíduo da população ou o grau de satisfação da i -ésima candidata a solução, conforme a equação a seguir:

$$f_{ob}(x_i) = f_i, \quad 1, \overline{N} \quad (\text{III.18}),$$

onde x_i é o valor decodificado do i -ésimo indivíduo.

A Eq. (III.18) utiliza o valor decodificado de cada cadeia de caracteres, isto é, de cada indivíduo da população para obter o resultado da função objetivo, o qual é denominado de grau de adaptação (*fitness value*). Este valor indica quais indivíduos possuem as características mais apropriadas para solucionar o problema em questão.

Deste modo, cada cromossomo tem um valor associado que representa o quão adaptado o mesmo está, e este é conhecido como valor ou grau de adaptação (*fitness value*), sendo fornecido pela função objetivo que representa o meio para o qual o indivíduo se adaptará. Um bom cromossomo é aquele que tem um alto/baixo valor de aptidão dependendo do tipo de problema (maximização/minimização).

No caso da adaptação de uma população natural, esta é determinada pela habilidade (capacidade) de um indivíduo sobreviver aos seus predadores, às pestes e, a outros obstáculos para atingir a fase adulta e subsequentemente reproduzir-se, GOLDBERG (1989). No caso da representação artificial (AGs), a função objetivo executa a função do árbitro, decidindo que indivíduo irá viver ou morrer, HOLLAND (1992).

III.3.4 – Processo de escolha da população inicial

A população inicial (geração 0) em AGs é usualmente selecionada através de um processo aleatório, isto é os indivíduos são aleatoriamente criados.

III.3.5 – Processo de formação das gerações seguintes

A nova população forma-se primeiramente através do operador reprodução. Este operador executa o processo de reprodução, em que indivíduos são copiados segundo o seu grau de satisfação como solução potencial para o problema. Esse operador geralmente é implementado na forma de um algoritmo que simula uma roleta, onde as divisões destas roletas são proporcionais aos valores de P_{Si} , probabilidade do indivíduo i ser selecionado. Isto é, cada cadeia de caracteres que representa um indivíduo da

população terá uma divisão desta roleta, onde seu tamanho é proporcional ao seu grau de adaptação (*fitness value*) f_i . Assim, aos indivíduos com alto grau de adaptação é dada uma porção maior da roleta. Finalmente, como nos AGs as populações obrigatoriamente deverão ter o mesmo tamanho, a roleta então será girada N vezes para obtenção dos N indivíduos que formarão o reservatório de matrizes que dará início à formação das novas gerações. Este operador é uma versão artificial da seleção natural.

O conjunto de cromossomos e os seus respectivos valores de aptidão representam uma população, e esta, em um determinado estágio do AG, representa uma geração. Um conjunto de operações é necessário para que, dada uma população, se consiga gerar populações sucessivas que venham a melhorar sua aptidão com o tempo. Este conjunto de operações consiste em transformações através dos operadores de cruzamento (*crossover*) e mutação. Eles são utilizados para assegurar que a nova geração seja composta de novas candidatas potenciais a solução do problema, mas que possuam, de alguma forma, características de seus pais, ou seja, a população se diversifica e mantém características de adaptação adquiridas pelas gerações anteriores. Para prevenir que os melhores indivíduos não desapareçam da população pela manipulação dos operadores genéticos, eles podem ser automaticamente colocados na próxima geração, através da reprodução elitista. Este ciclo continua por um certo número de gerações até que uma solução quase ótima seja atingida.

O operador cruzamento atua embaralhando duas cadeias de caracteres aleatoriamente selecionadas dentro do reservatório de matrizes para gerar duas novas proles, Fig. (II.11). O operador mutação atua na modificação de um dos caracteres da cadeia de cromossomos (cadeia de caracteres finita) para gerar uma nova prole, Fig.(III.12).

III.3.5.1 – Operador cruzamento (*crossover*)

O cruzamento é o operador responsável pela recompilação de características dos pais durante a reprodução, permitindo que as próximas gerações herdem essas características. Ele é considerado o operador genético predominante, por isso é aplicado com probabilidade dada pela taxa de cruzamento (*crossover*) P_C .

No caso do operador cruzamento, são necessárias duas etapas: (i) a partir do reservatório de matrizes, dois cromossomos (cadeia de caracteres finita) são aleatoriamente selecionados para se recombinarem, (ii) um ponto de cruzamento c também é aleatoriamente selecionado dentro do intervalo $[1, \ell-1]$, onde ℓ é o comprimento do cromossomo. Os dois novos cromossomos gerados, denominados de proles, são então obtidos pelas trocas de todos os caracteres da faixa de posição $\ell-c$ de um cromossomo com os do outro.

O processo de cruzamento (*crossover*) mais bem compreendido através do seguinte exemplo, em que os indivíduos A e B, ver Fig.(III.11a) foram escolhidos aleatoriamente dentro do reservatório de matrizes, sendo que cada um destes possui um cromossomo de 6 caracteres. O ponto em que se dará o cruzamento também é aleatoriamente escolhido, como exemplo o ponto c escolhido foi igual a 2, ver Fig.(III.11b). Finalmente, as duas proles geradas são C e D, ver Fig.(III.11c).

Isso garante que cada prole terá um cromossomo completo contendo todas as informações constituintes do parâmetro codificado e a posição de cada caracter dentro da cadeia representa uma característica única. A operação combinada da reprodução e cruzamento algumas vezes pode levar a perdas de cromossomos potencialmente bons. A solução obtida neste caso pode não ser a desejada, isto é, pode atingir um máximo local.

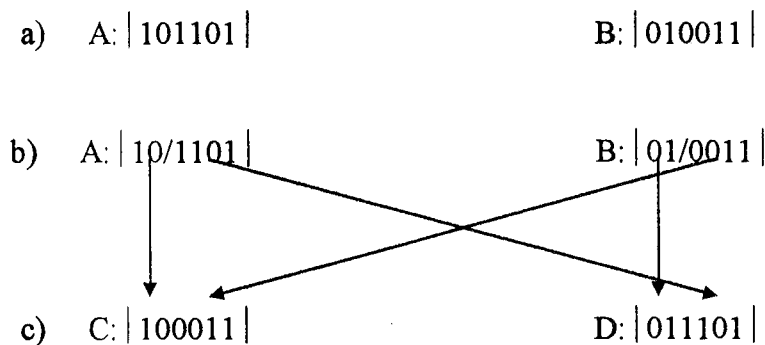


Figura (III.11) - Representação esquemática do operador cruzamento no ponto $c=2$.

III.3.5.2 - Mutação

O operador mutação atua na modificação de um dos caracteres da cadeia de cromossomos (cadeia de caracteres finita) para gerar uma nova prole, Fig. (III.12). Este operador é necessário para a introdução e manutenção da diversidade genética da população, fornecendo assim meios para a introdução de novos elementos na população. Desta forma, a mutação assegura que a probabilidade de se chegar a qualquer ponto do espaço de busca nunca será zero, além de contornar o problema de mínimos locais, pois com este mecanismo, altera-se bruscamente a direção da busca.

$$E: |110110| \quad (\text{mutação}) \rightarrow \quad F: |100110|$$

Figura (III.12) - Representação esquemática do operador mutação ponto $c=2$.

O operador de mutação é aplicado aos indivíduos com uma probabilidade dada pela taxa de mutação P_m . Geralmente se utiliza uma taxa de mutação pequena, pois como dito anteriormente este operador altera de forma brusca a direção da busca. Assim, este operador consiste em uma alteração aleatória (com baixa probabilidade). No exemplo da Fig. (III.12) que utiliza um código binário, esta mudança significa uma alteração de um 1 por um 0 ou vice versa, e no caso o ponto escolhido para aplicação do operador foi $c=2$.

III.3.6 – Modelagem genética para determinação dos parâmetros identificadores dos modelos de estágios

Como já enfatizado nos item anteriores, os AGs foram inspirados na teoria da evolução das espécies. Eles atuam através da manipulação de uma população de estruturas simbólicas (candidatas a solução do problema) em busca daquelas que melhor se ajustam, de acordo com os objetivos e restrições (GOLDBERG, 1989 e HOLLAND, 1975). Em AGs, os parâmetros a serem otimizados são codificados em estruturas simbólicas, metaforicamente chamados de genótipos, os quais carregam as características intrínsecas do indivíduo simbólico. Tais características ditam o quão adaptado o indivíduo está com relação a uma função objetivo, a qual representa o meio, no qual ele deverá sobreviver ou morrer. A evolução dá-se de tal forma que o indivíduo mais bem

adaptado (mais forte) terá mais chances de sobreviver para ser selecionado, transferindo desta forma suas características para seus descendentes.

III.3.6.1 – O sistema GENESIS/MARKOV

Dentro da filosofia deste trabalho, de automatizar a escolha do modelo de combinação de estágios por intermédio da técnica de algoritmos genéticos, foi desenvolvido um sistema baseado no código GENESIS, Fig. (III.14).

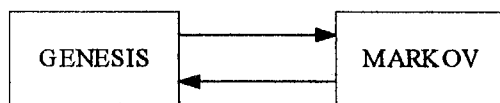


Figura (III.14) – Sistema GENESIS/MARKOV

O sistema genético desenvolvido funciona da seguinte forma:

- o código GENESIS (GRENFENSTETTE, 1984) gera uma população inicial de N indivíduos (cromossomos) utilizando a estrutura apresentada no item III.3.5.2. Cada indivíduo é um conjunto de caracteres binários e representa uma candidata possível a solução do conjunto de parâmetros identificadores do modelo de combinação de estágios;
- cada conjunto de caracteres binários (*string*) criado pelo GENESIS é avaliado por MARKOV e este retorna o valor de $f_{ob}(x_i)$ dada pela Eq. (III.21) para o GENESIS. Repetindo este processo N vezes, toda a população inicial será avaliada;
- ao término do processo de avaliação, o GENESIS criará a próxima geração de indivíduos utilizando os operadores: reprodução, cruzamento (*crossover*) e mutação. A cada nova geração repete-se o processo de avaliação. O processo continuará até que o critério de parada, ex.: número de gerações, seja atingido, Fig. (III.10).

III.3.6.2 Estrutura do genótipo

Neste trabalho, cada parâmetro livre (que pode ser modificado) do problema de otimização do modelo de combinação de estágios é codificado em uma cadeia de caracteres binários. O genótipo é, então, a concatenação de todos estes parâmetros. Os parâmetros a serem otimizados são decodificados de forma que o limite inferior do espectro de valores que o parâmetro pode assumir corresponda ao conjunto em que todos os *bits* sejam nulos (000...00) e o limite superior deste espectro, corresponda a todos os *bits* iguais a 1 (111...11). Deste modo, o espectro de valores de cada variável é discretizado em 2^l valores, onde l é o comprimento da cadeia de caracteres. A Tabela (III.1) relativa à Eq.(III.9) e a Tabela (III.2) relativa à Eq.(III.1) apresentam as codificações utilizadas para o genótipo.

Tabela (III.1) - Estrutura do genótipo para a Eq. (III.9).

	α	ω_1	ρ	ρ_1	ρ_2
Limite Inf.	2	0	1E-06	1E-06	1E-06
Limite Sup.	65	1	1	1	1
Valores	64	1024	2048	2048	2048
	(6 bits)	(10 bits)	(11 bits)	(11 bits)	(11 bits)

Tabela (III.2) - Estrutura do genótipo para a Eq. (III.1).

	α_1	α_2	ω_1	ρ_1	ρ_2
Limite inf.	2	2	0	1E-06	1E-06
Limite Sup.	65	65	1	100	100
Valores	64	64	1024	2048	2048
	(6 bits)	(6 bits)	(10 bits)	(11 bits)	(11 bits)

III.3.6.3 - Função objetivo

No problema de otimização em questão, o objetivo é determinar qual o melhor modelo de combinação de estágios a ser utilizado para simular uma dada função densidade. Este objetivo é plenamente contemplado através da otimização dos

parâmetros do modelo de combinação, de forma que haja uma discrepância mínima entre os momentos do modelo de combinação de estágios e os momentos da função densidade.

Para atingir este objetivo, foi utilizado, como função objetivo a ser minimizada, o erro quadrático médio para cada um dos n momentos considerados:

$$f = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \Phi_i^2 \quad (\text{III.21}),$$

onde cada Φ_i pode ser obtido a partir da Eq. (III.14).

III.3.6.4 – Otimização dos parâmetros dos modelos de combinação de estágios através dos algoritmos genéticos

O fluxograma da Figura (III.15), apresenta de forma simplificada como o sistema GENESIS/MARKOV é empregado no processo de otimização dos parâmetros identificadores dos modelos de combinação de estágios. O processo tem início com a identificação da função distribuição dos tempos de falha. Na etapa seguinte, utilizando o sistema desenvolvido efetua-se o processo de otimização dos parâmetros utilizando a função avaliação dada pela Eq. (III.21).

Como observado no fluxograma da Fig.(III.15) acima, efetuam-se duas corridas com o AG, em decorrência do fato que existem duas funções objetivo a serem otimizadas. Na primeira corrida, a função objetivo está relacionada com o modelo de combinação de estágios em série colocados em paralelo (MESP), combinação esta que é caracterizada pela função densidade dada pela Eq. (III.1). A partir desta combinação, como já dito anteriormente duas outras podem ser obtidas, o modelo de combinação de estágios em série (MES), quando ω_1 ou $\omega_2 = 0.0$, e o modelo de combinação de dois estágios em paralelo (MDEP), quando $\alpha_1 = \alpha_2 = 1$.

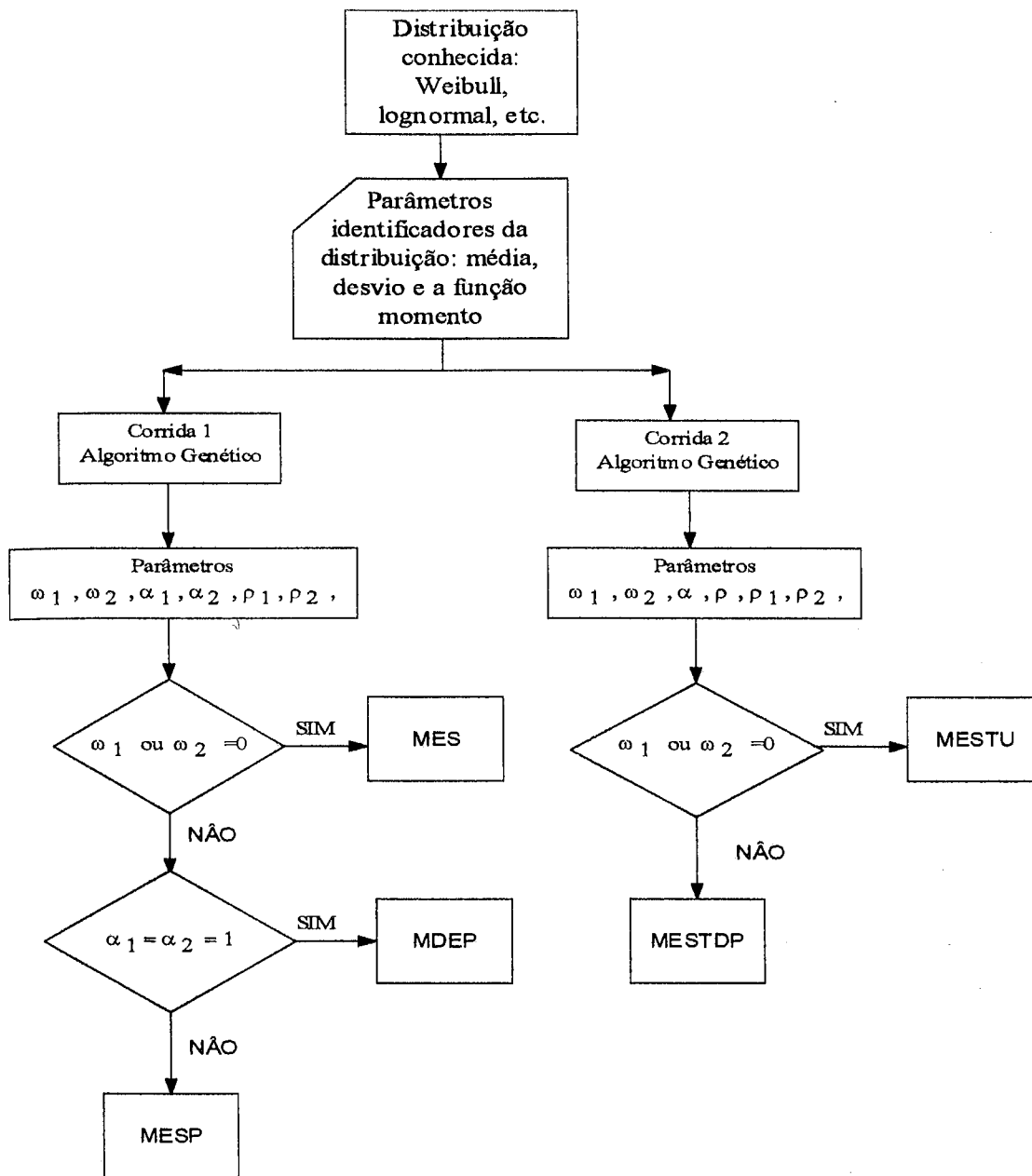


Figura (III.15) – Fluxograma da aplicação do AG na otimização dos parâmetros dos modelos de combinação de estágio.

Na segunda corrida, a função objetivo está relacionada com o modelo de combinação de estágios em série terminados com dois estágios distintos em paralelo (MESTDP), combinação que é caracterizada pela função densidade dada pela Eq. (III.9).

A partir desta combinação, como já dito anteriormente, obtém-se apenas um outro modelo de combinação, o modelo de combinação de estágios em série terminado em série com um estágio distinto (MESTU), quando ω_1 ou $\omega_2 = 0,0$.

SISTEMA DE PROTEÇÃO DO REATOR: DESCRIÇÃO E MODELAGEM DO SISTEMA

IV.1 – INTRODUÇÃO

O sistema de Proteção do Reator (SPR) para o caso estudo é do tipo Sistema de Proteção de Estado Sólido (*Solid State Protection System*) de uma instalação típica contendo dois circuitos (*Loops*) do tipo Reator a Água Pressurizada (*PWR*), projeto Westinghouse.

O sistema de proteção do Reator (S.P.R.) é projetado para monitorar os parâmetros críticos que descrevem se o reator está operando dentro das condições de segurança estabelecidos, avisa quando uma condição anormal da instalação se aproxima e inicia as ações necessárias para prevenir ou suprimir condições que ultrapassariam os limites de dano ao combustível nas ocorrências operacionais previstas, garantindo desta forma a integridade do reator e a eliminação de riscos à saúde e a segurança da população. Dentre estas ações destacam-se: o acionamento de alarmes, de início da retirada de carga, e/ou abertura dos disjuntores de desligamento do reator, proporcionando a queda de todas as barras de controle. No evento em que um acidente ocorre, o SPR inicia os Sistemas de Atuação dos Dispositivos Especiais de Segurança para prevenir desenvolvimentos subseqüentes ou deterioração de condições potencialmente inseguras na mitigação da severidade e consequência do acidente, (GANGLOFF *et al.*, 1971 e KATZ, 1971a, b).

Em consequência da importante contribuição para a segurança da central nuclear, o SPR é projetado, construído e testado para atingir os mais altos padrões de confiabilidade. Visando garantir que estes altos padrões sejam atingidos, os seguintes critérios devem ser adotados no projeto do SPR, KATZ (1971a, b):

- alta confiabilidade funcional;
- facilidade para teste e calibração em serviço;
- redundância e independência, de maneira que uma falha simples não inutilize os dispositivos de proteção (critério de falha única);
- falha segura;
- prioridade (i. e., o SPR deverá ter prioridade de atuação em relação aos demais sistemas operacionais, no caso de aparecimento de uma condição insegura).

Além dos critérios anteriores, o sistema de proteção como um sistema importante para a segurança da instalação, está sujeito as restrições estabelecidas pela especificações técnicas constantes no Relatório Final de Análise de Segurança. Estas especificações técnicas segundo a norma da CNEN-NE-1.04 (1991), consistem em especificações referentes a características da instalação nuclear (variáveis, componentes, sistemas ou estruturas) de importância dominante para a segurança técnica nuclear e a radioproteção, e que fazem parte integrante da autorização para operação da instalação nuclear.

IV.2 – DESCRIÇÃO DO SISTEMA DE PROTEÇÃO DO REATOR NUCLEAR

O SPR mantém o reator operando dentro dos Limites de Segurança e protegido contra a ocorrência de um precursor potencial de um evento indesejado. Assim, se um ou mais parâmetros processados pelos circuitos de proteção ultrapassarem a faixa aceitável uma condição indesejada é monitorada e um sinal é enviado para o gabinete do SPR. Se um desligamento por parte do SPR for necessário, a lógica deste enviará um sinal para desenergizar as bobinas de subvoltagem com conseqüente abertura dos disjuntores. Esta abertura interrompe o fornecimento de energia para os mecanismos de direção das barras de controle provocando a queda destas por gravidade no núcleo do reator. Se a atuação

dos Dispositivos Especiais de Segurança (DES) for necessária, a lógica do SPR atuará o equipamento de segurança apropriado, dependendo das condições da central.

A Fig. (IV.1) apresenta um digrama de blocos simplificado da parte elétrica de um sistema de proteção de estado sólido, típico de uma central nuclear *PWR*, contendo dois circuitos (*loops*), projeto Westinghouse. Esta parte elétrica do SPR consiste de canais analógicos, trens lógicos e disjuntores de desligamentos, IAEA-TEC-DOC-669 (1992). O diagrama da Fig. (IV.1) ilustra somente uma das características protetoras executada pelo SPR, a qual se utiliza de quatro canais de transmissão de sinais tal como o utilizado para monitorar a pressão do pressurizador.

Os canais analógicos são responsáveis pela monitoração de parâmetros da instalação através de vários sensores nucleares e não nucleares, localizados tanto interna quanto externamente ao vaso de contenção. A Fig. (IV.2) apresenta um digrama de blocos simplificado da parte elétrica de um canal analógico típico de uma central nuclear *PWR* contendo dois circuitos (*loops*), projeto Westinghouse. Os sinais gerados pelos sensores são processados no sistema de proteção analógico e resultam em saídas biestáveis (118 Volts CA ou 0 Volts CA), que são aplicadas aos sistema de proteção de estado sólido (trem lógico), Fig. (IV.2). Quatro canais independentes são geralmente usados para as medições redundantes no processo, apesar de haver casos onde certas variáveis são medidas com três ou mesmo dois canais redundantes (ex.: 2-de-4 para fluxo de nêutrons na faixa de potência e 2-de-3 para alto nível no pressurizador). Entretanto, alguns parâmetros dividem os mesmos sensores e transmissores. Por exemplo, os mesmos sensores e transmissores são utilizados para o desligamento por baixa pressão e por alta pressão no pressurizador. O sinal, entretanto, é avaliado por dois biestáveis separados e com pontos de ajustes diferenciados, FURNAS (1976).

Um canal analógico consiste basicamente de quatro componentes conectados em série: um sensor/transmissor, suprimento de potência, amplificador de isolamento (um circuito condicionador de sinal) e um comparador de sinal biestável. Para garantir a interdependência entre os canais redundantes utilizam-se separações elétricas e físicas entre estes desde os sensores até os gabinetes de proteção analógica, usando-se bandejas, conduítes e penetrações de cabos separados para cada canal cabos, FURNAS (1980).

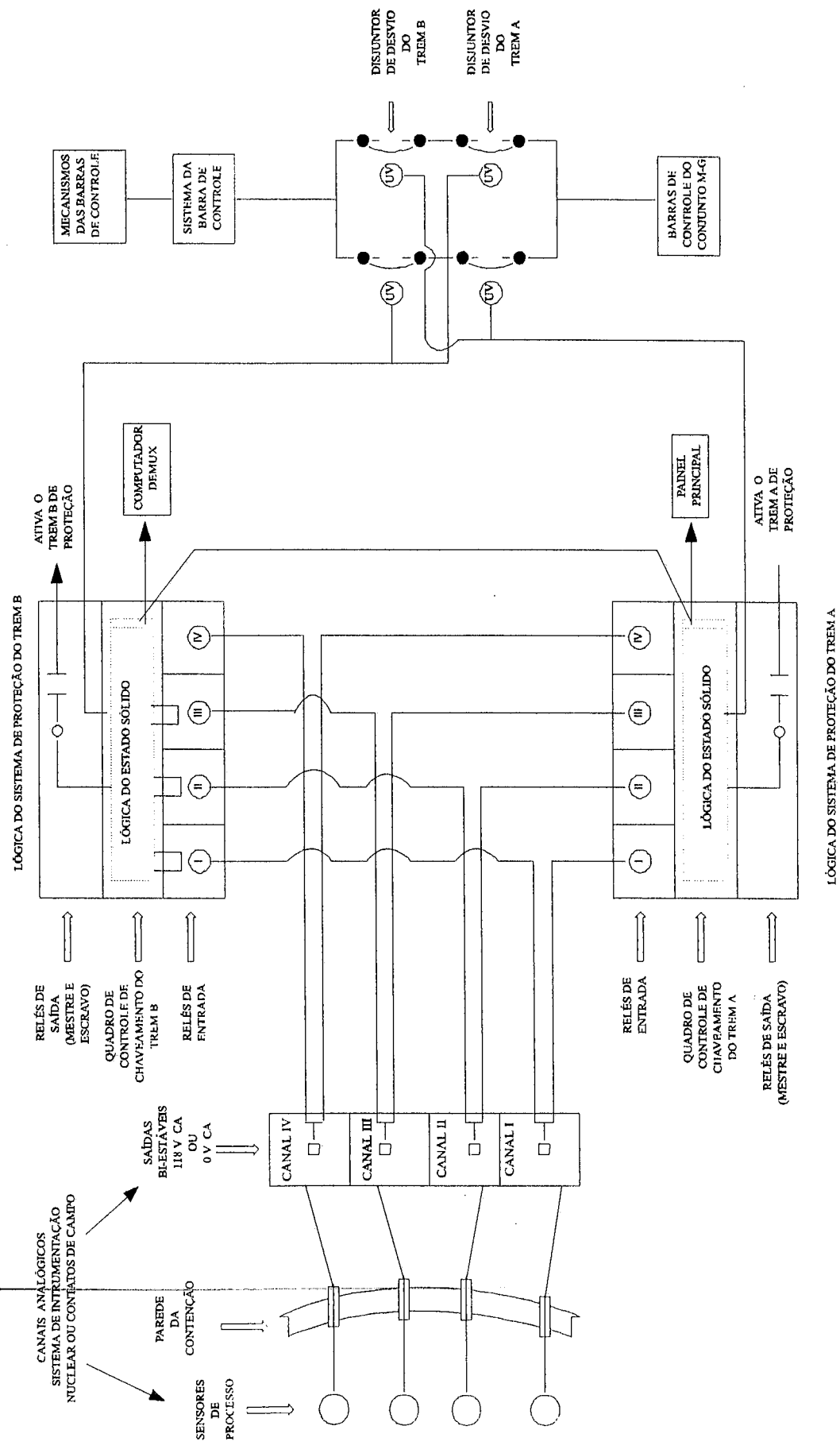


Figura (IV.1) - Diagrama de blocos simplificado do Sistema de proteção do Estado sólido de uma central PWR-Westinghouse, KATS (1971a, b).

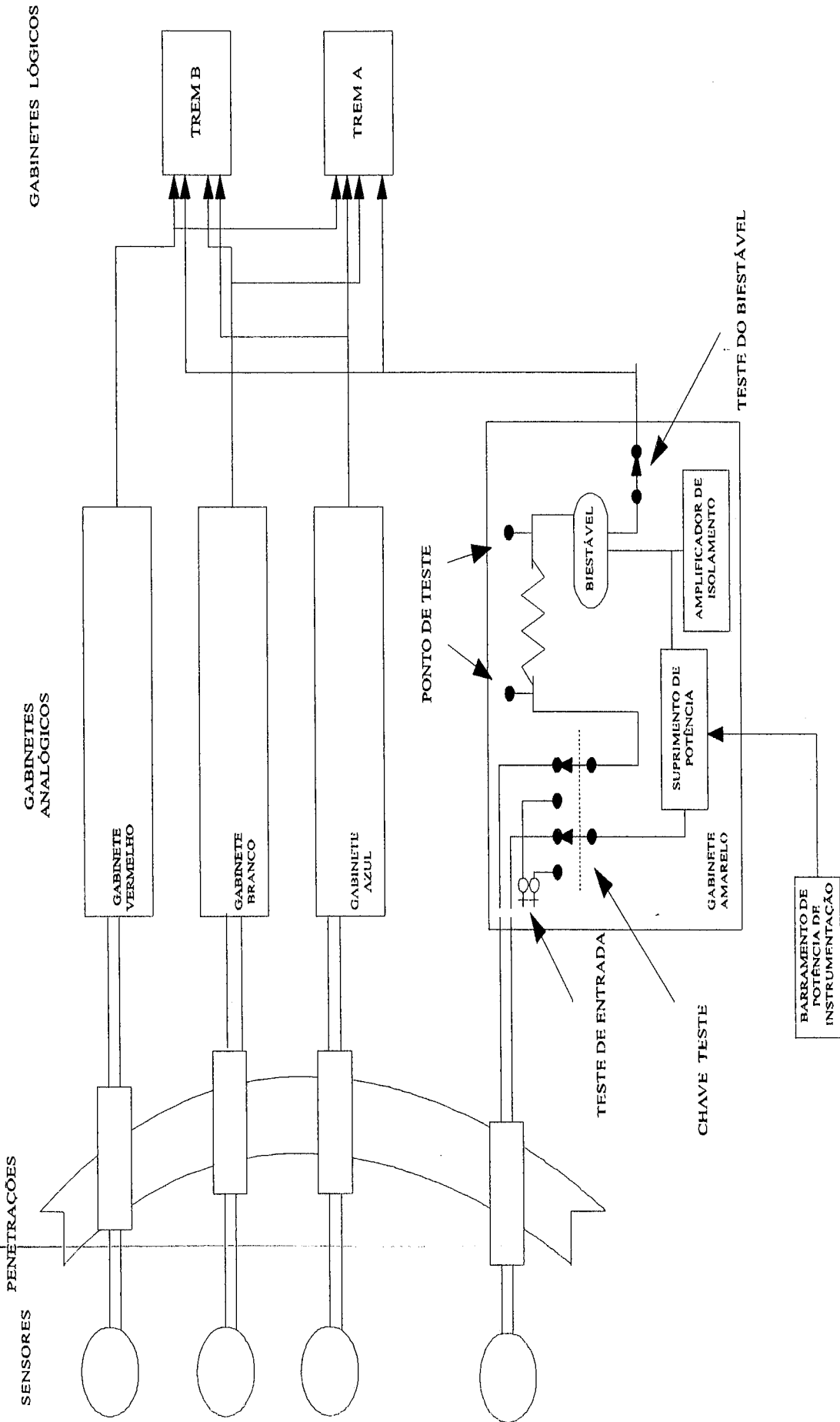


Figura (IV.2) - Diagrama Simplificado do Gabinete de Proteção Analógico, modificado a partir de FURNAS (1980, 1976) e BURNET (1969)

A separação entre os canais analógicos é mantida, desde o gabinete de proteção analógico até os compartimentos de entrada do sistema de estado sólido. Para isto utilizam-se bandejas separadas para os cabos, FURNAS (1980).

Os sensores/transdutores são responsáveis pela monitoração dos parâmetros físicos tais como temperatura, pressão, etc., e a conversão do valor monitorado (sentido pelo sensor) para sinais elétricos e posterior transmissão para os gabinetes de proteção. A faixa normal dos sinais transmitidos é de 10 a 50 mA, proporcional ao parâmetro que está sendo medido. A fonte de corrente para alimentação do circuito é fornecida pelo suprimento de potência, que obtém esta carga dos terminais de suprimento de potência C.A. presentes no gabinete associado, FURNAS (1980).

O amplificador de isolamento fornece sinais para os circuitos de controle e indicativo. Ele também assegura isolamento entre os circuitos de controle e proteção de tal maneira que qualquer perturbação elétrica gerada nestes circuitos não interferirá nos sinais do circuito de proteção. Estas considerações também são necessárias na retirada de sinais dos gabinetes de proteção para leitura remota e para registro de dados associado, FURNAS (1980).

O amplificador de isolamento representará o único caminho possível para a preservação da independência do canal de proteção na impossibilidade de se manter o isolamento do canal no painel de controle principal ou na entrada do computador. Cada amplificador de isolamento utiliza uma conexão separada de potência dos terminais de suprimento de potência de C.A. dentro de seu painel associado, FURNAS (1980).

O biestável compara o sinal de processo recebido com um ponto de ajuste; esta comparação provocará ou não uma mudança de estado do biestável caso o ponto de ajuste seja excedido ou não. O acerto do ponto de ajuste faz-se através de um discador plástico na face da unidade. A escala é normalmente graduada entre 0 e 100 e é expressa como uma percentagem da faixa do sinal de entrada, FURNAS (1980).

Para todos os biestáveis de desligamento do reator e de iniciação da injeção de segurança (exceto aqueles associados ao desligamento do reator por pressão muito alta na contenção) haverá um sinal de 118 volts para os relés do gabinete lógico, sempre que uma condição segura do reator existir, e um sinal de 0 (zero) volts no caso da existência de uma condição insegura. Cada biestável controla dois relés separados, um associado ao trem A e o outro ao trem B. No caso dos biestáveis associados à pressão muito alta da contenção, o sinal de saída fornecido para a condição segura é 0 (zero) volts e 118 volts

para a condição insegura, de maneira a prevenir a atuação desnecessária do sistema de *spray* da contenção altamente corrosivo no caso de perda de potência C.A. de instrumentação (FURNAS, 1980).

O SPR contém dois trens lógicos redundantes, A e B, idênticos, que são elétrica e fisicamente isolados um do outro, Fig.(IV.1). Todos os componentes de um trem estão contidos em três gabinetes, Fig.(IV.3), designados como de entrada, de lógica e de saída. Um outro gabinete separado contém o demultiplexador do painel de controle, enquanto que o demultiplexador do computador encontra-se contido na própria seção de entrada/saída do computador (IAEA-TECDOC-669, 1992, FURNAS, 1980).

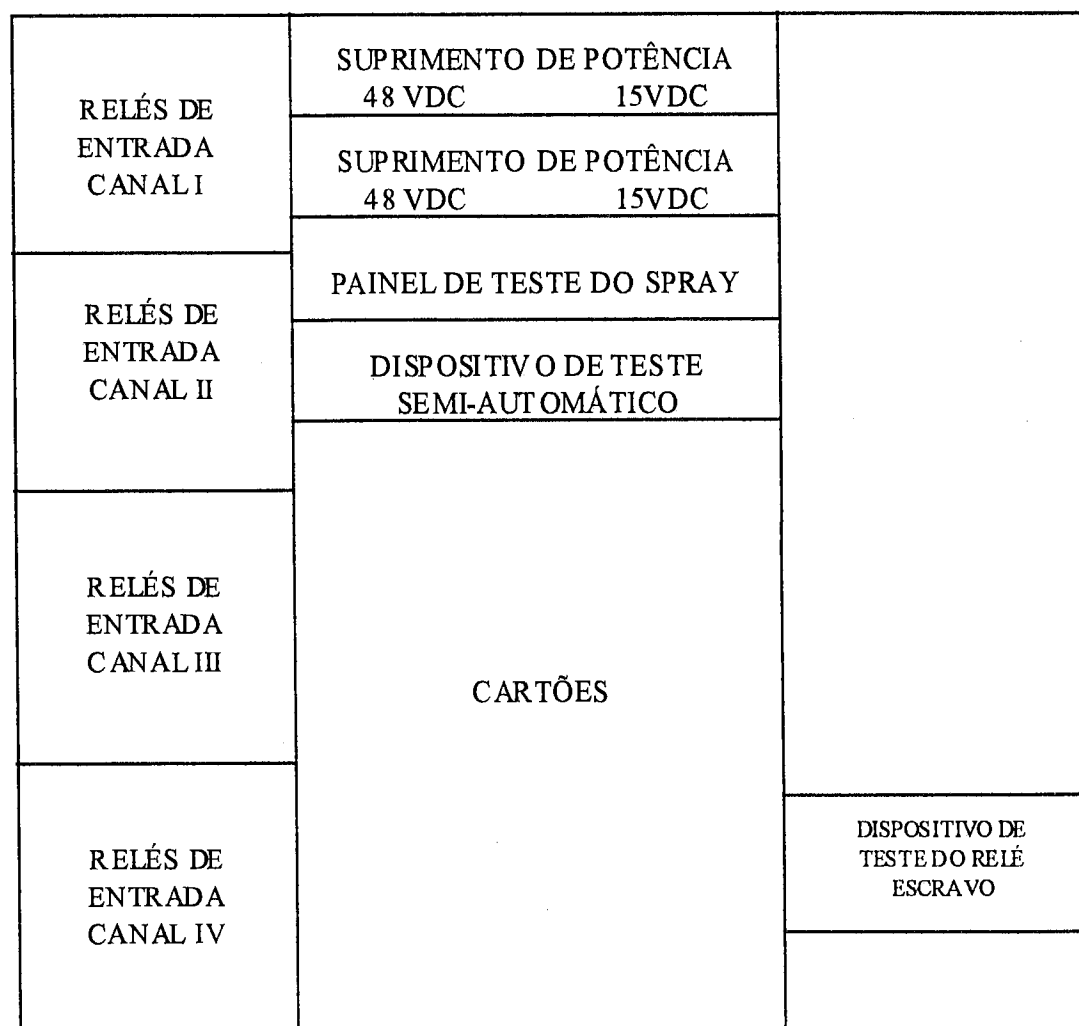


Figura (IV.3) – Diagrama simplificado de um gabinete lógico do sistema de proteção do reator FURNAS (1980).

O gabinete de entrada é dividido em quatro compartimentos isolados entre si, onde estão localizados os relés de entrada associados a cada um dos quatro canais

lógicos. Estes compartimentos são denominados de compartimentos do canal I, do canal II, do canal III e do canal IV, e cada um deles possui 45 relés, que são operados pelos biestáveis dos sistemas de instrumentação nuclear, biestáveis do sistema de instrumentação de processo e por contadores de campo. A isolação entre os trens e os sistemas externos é feita pela separação entre as bobinas e os contatores dos relés de entrada. Os blocos terminais usados na interconexão dos equipamentos externos com o SPR também estão contidos nos compartimentos isolados (FURNAS, 1976).

Os contatos dos relés de entrada estão ligados à porção lógica do sistema, i. e., ao cartão de lógica universal, onde a coincidência da lógica é realizada (2/3, 2/4, etc.) dependendo do parâmetro da instalação e do canal analógico correspondente. O cartão de lógica universal faz parte de um conjunto de 45 cartões, todos de circuitos impressos, que se encontram montados no gabinete da lógica e formando toda a lógica do sistema de proteção. Estes são agrupados em oito diferentes tipos, de acordo com a aplicação de cada conjunto: cartão de lógica universal, cartão de saída de subvoltagem, cartão de saída para dispositivos de segurança, cartão relógio e contator, cartão decodificador, cartão de isolação, cartão de teste semi-automático e o cartão de memória, FURNAS (1980).

Os cartões de decodificação e de memória são usados nos demultiplexadores e os demais são usados na lógica do sistema de proteção. A energia necessária para o funcionamento dos cartões, em cada trem, é selecionada a partir de duas fontes de suprimento de 48 VCC, e duas de 15 VCC, para formarem respectivamente uma barra de 48 VCC e outra de 15 VCC. A alimentação de voltagem alternada para estas fontes é obtida de quatro barras de 120 VAC da instrumentação, as quais se encontram localizadas no topo do gabinete da lógica.

Os sinais de desligamento gerados pelo cartão de lógica universal são enviados para o cartão de saída de subvoltagem (U.V. - *undervoltage*) ou o cartão de saída para dispositivos especiais. O cartão de saída de subvoltagem em cada trem lógico possui duas bobinas de subvoltagem, uma associada ao disjuntor de desligamento do reator e a outra ao disjuntor de desvio. O disjuntor de desvio, colocado em paralelo ao disjuntor de desligamento, permite a realização de testes com os disjuntores de desligamento com a unidade em operação. Assim, um sinal de desligamento recebido pelo cartão de saída de subvoltagem resultará na desenergização das bobinas de subvoltagem, através da remoção da alimentação de 48 VCC do cartão. Este processo provoca a abertura dos

disjuntores de desligamento do reator interrompendo o fornecimento de potência para os mecanismos das barras de controle, o que provoca a queda destas pela ação da gravidade (IAEA-TECDOC-669, 1992 e FURNAS, 1976).

Finalmente, no último gabinete, denominado gabinete de saída, estão localizados cerca de 20 relés mestres e 40 relés escravos, montados em chapas verticais instaladas na parte frontal, usados para a atuação dos dispositivos especiais de segurança, FURNAS (1980).

IV.3 – FUNÇÃO

A função principal do SPR é a de proteger o núcleo do reator, desligando-o automaticamente e interrompendo a reação em cadeia à medida que os limites permissíveis de operação estiverem sendo atingidos. Os parâmetros típicos da instalação que são monitorados e utilizados como entrada para o SPR são, IAEA-TECDOC-669(1992):

- alto fluxo de nêutrons na faixa de potência;
- alto fluxo de nêutrons na faixa intermediária;
- alto fluxo de nêutrons na faixa de potência, baixo ponto de ajuste;
- alto fluxo de nêutrons na faixa de potência, alto ponto de ajuste;
- taxa positiva de fluxo de nêutrons;
- taxa negativa de fluxo de nêutrons;
- sobrepotência ΔT ;
- sobretemperatura ΔT ;
- baixa pressão no pressurizador;
- alta pressão no pressurizador;
- baixo nível de água no pressurizador;
- abertura dos disjuntores das bombas de refrigerante do reator;
- baixo fluxo de refrigerante no reator;
- subvoltagem para as bombas de refrigerante do reator;
- subfrequência no barramento das bombas de refrigerante do reator;
- baixo fluxo de água de alimentação;

- nível muito baixo de água nos geradores de vapor;
- sinal de injeção de segurança; desligamento da turbina.

Desta forma, o SPR desempenha as seguintes funções: i) proteger contra a ruptura do encamisamento do combustível, desarmando o reator caso os níveis de potência nuclear ou as condições do fluxo/pressão/temperatura do refrigerante ultrapassem os valores especificados de um DNBR seguro, ii) proteger contra uma perda do sistema de controle de pressão do refrigerante do reator, seja pela sobrepressurização ou pelo mau funcionamento dos controles do pressurizador, iii) proteger contra a perda de dissipação de calor do reator, seja pelo mau funcionamento do sistema de refrigeração do reator ou transitórios nos geradores de vapor ou no conjunto turbina-gerador, iv) proporcionar inibições e alarmes para evitar condições de desarme do reator, v) fornecer circuitos de anulação para inibir ou desviar funções de desarme do reator, quando estas não forem necessárias e, assim, evitar a sua interferência na flexibilidade e operação do sistema, FURNAS (1980).

Portanto, tanto as funções de desarme do reator quanto as de atuação dos dispositivos especiais de segurança são executados pelo sistema de proteção de estado sólido. Funções de proteção de equipamentos também são exercidas pelo SPR, entretanto, estas são funções de controle não relacionadas com a função de proteção do reator.

A atuação dos alarmes visa alertar os operadores quando necessário a intervenção manual, para se prevenir um desligamento da unidade.

IV.4 – BASE DE PROJETO

A base de projeto consiste em um conjunto de informações que identificam as funções específicas a serem desempenhadas por um item de uma instalação nuclear e os valores específicos, ou limites de variação desses valores específicos, escolhidos para parâmetros de controle como dados fundamentais de referência para o projeto. Esses valores podem ser : i) limitações oriundas de práticas geralmente aceitas, de acordo com o estado atual da tecnologia, para atingir objetivos funcionais; ou ii) requisitos derivados da análise (baseados em cálculos e/ou experiências) dos efeitos de acidentes postulados para os quais um item deve atingir seus objetivos funcionais, CNEN-NE-1.04 (1991).

No caso do SPR, a base de projeto consiste no conjunto de informações que definem os limites de operação segura em termos da correlação entre a potência do reator, a temperatura, a pressão e o fluxo de água do reator; pelo nível do pressurizador e pela capacidade de remoção de calor através do sistema secundário. Assim, quando os limites desta região se aproximam, o SPR tem a função de desligar o reator.

IV.5 – ESPECIFICAÇÕES TÉCNICAS

De acordo com a norma CNEN-NE-1.04 (1991), especificações técnicas são especificações referentes a características da instalação nuclear (tais como: variáveis, sistemas ou componentes) de importância dominante para a segurança técnica nuclear e a radioproteção, e que fazem parte integrante da autorização para operação inicial da instalação nuclear.

Desta forma, as especificações técnicas de uma central nuclear definem um conjunto de restrições explícitas sobre variáveis da instalação, condições de operação, requisitos de testes periódicos e controles administrativos, para garantir a segurança do público, FURNAS (1994).

Segundo FURNAS (1994), as especificações técnicas apresentadas abrangem 6 categorias: 1) limites de segurança, 2) valores de ajuste de sistemas de segurança, 3) condições limites de operação, 4) requisitos de inspeções e testes periódicos, 5) características de projeto e 6) controles administrativos.

Os limites de segurança são os impostos às variáveis operacionais importantes, tais como potência térmica, temperatura, pressão, fluxo de nêutrons, e outros, considerados necessários para evitar a liberação não controlada de material radioativo, isto é, que garantem a integridade do núcleo e o revestimento do combustível CNEN-NE-1.04 (1991).

Os valores limites de ajustes de sistemas de segurança são os valores para ajuste dos dispositivos automáticos de proteção relacionados com variáveis das quais dependem funções de segurança importantes, CNEN-NE-1.04 (1991).

Condições limites de operação representam os níveis mínimos de desempenho ou de capacidade de funcionamento de sistemas ou componentes, exigidos para operação segura da instalação nuclear, CNEN-NE-1.04 (1991).

Controles administrativos são medidas relativas à organização e gerência, procedimentos, registros, verificações, auditorias e comunicações, necessárias para garantir a operação segura da instalação nuclear CNEN-NE-1.04 (1991).

Como o caso estudo consiste em um SPR, as especificações técnicas de interesse são aquelas que dizem respeito à política de teste, pois estas determinam que componentes deverão ser mantidos, com que frequências deverão ser testados, e as Condições Limites de Operação (CLOs), IAEA-TECDOC-649 (1992).

IV.5.1 – TESTES PERIÓDICOS

Quando o reator encontra-se crítico, a probabilidade de ocorrência simultânea de um acidente grave e a falha de um componente de segurança em atuar como projetado necessariamente será muito pequena. Então, a operação com o reator crítico poderá ser mantida por um período tempo limitado com um mínimo de sistemas de segurança operacionais, sem que este fato venha provocar um aumento na probabilidade de um acidente ter conseqüências mais severas do que os acidentes base de projeto, FURNAS (1994).

O estado operacional de vários sistemas e componentes é demonstrado por testes periódicos. Estes, por sua vez, elevam a garantia de que os sistemas e componentes em questão estarão disponíveis para conduzirem sua funções quando necessário, FURNAS (1994). Grande parte destes testes são realizados com o reator operando a plena potência para que um alto nível de confiabilidade dos sistemas de segurança seja mantido. Assim que for constatado que um componente encontra-se em um estado não operacional, será possível em muitos casos efetuar o reparo deste e, em seguida colocá-lo em operação dentro de um período de tempo relativamente curto. Entretanto, um componente que esteja em um estado não operacional não implicará em que o sistema no qual ele se encontre inserido esteja incapacitado para conduzir sua função de segurança, mas ele terá reduzida a sua redundância com relação ao que é exigido pelo projeto. Como conseqüência deste fato, o sistema terá sua tolerância reduzida com relação a novas falhas, FURNAS (1994).

Para fornecer garantia máxima de que os componentes redundantes irão operar de acordo com requisitos para os quais foram projetados, estes são testados

freqüentemente e, durante a execução dos testes, os componentes ou parte de um sistema estarão fora de operação. Isto significa que parte do sistema sob teste estará indisponível para exercer suas funções. Se for constatado que um componente esteja inoperante iniciar-se-á imediatamente o reparo deste e o mesmo permanecerá indisponível até que o reparo seja completado e o componente colocado de novo em operação. Quando um sistema de segurança, ou parte dele, encontra-se indisponível, a margem de segurança sobre o qual a central nuclear opera encontra-se reduzida FURNAS (1994).

Portanto, se for constatado: (i) que o tempo de reparo do componente inoperante é maior do que o tempo máximo permitido para que o componente permaneça fora de operação, ou (ii) a inoperância de um segundo componente no mesmo sistema ou sistemas relacionados, o reator inicialmente será colocado em uma condição de desligamento quente para permitir a redução do calor de decaimento, proveniente do combustível e da conseqüente redução dos requisitos de resfriamento após a ocorrência do acidente postulado de perda de refrigeração. Isto também permitirá um melhor acesso para executar o reparo em alguns casos, FURNAS (1994).

Ainda, segundo FURNAS (1994), se após um tempo limitado na condição de desligamento quente, o problema da inoperância do(s) componente(s) não for sanado, o reator irá ser colocado em uma condição de desligamento frio, utilizando os procedimentos normais de desligamento. Nesta condição, a possibilidade de ocorrência de um acidente que possa liberar produtos de fissão ou de danificar os elementos combustíveis é bastante remota.

Os procedimentos de operação da instalação requerem ação imediata para efetuar o reparo de um componente inoperante, e, portanto, em muitos casos, este reparo deverá ser completado em um tempo menor que o tempo máximo permitido especificado para que o componente permaneça fora de operação. Além disso, o tempo de reparo especificado não se aplica à manutenção planejada, que é utilizada regularmente nos dispositivos especiais de segurança, sendo normalmente conduzida durante o período de parada da central FURNAS (1994).

IV.6 – MODELO MARKOVIANO DO SISTEMA DE PROTEÇÃO DO REATOR NUCLEAR

Esta seção apresenta o modelo markoviano desenvolvido a partir de outros apresentados por (IAEA-TECDOC-669, 1992, PAPAZOGLU, 1988, OLIVEIRA & AMARAL NETTO, 1987).

O modelo em questão apresenta algumas simplificações com relação ao modelo desenvolvido por IAEA-TECDOC-669 (1992) relativo ao sistema típico de 4 canais, onde são considerados apenas os efeitos decorrentes dos canais e os testes são tratados como uma taxa. Assim, o modelo foi desenvolvido para avaliar a indisponibilidade do sistema de proteção, constituído de 4 canais, e a frequência de dano no núcleo do reator em resposta às demandas provocadas pelos transitórios previstos.

O diagrama de transição de estados para um canal de proteção é apresentado na Fig.(IV.4).

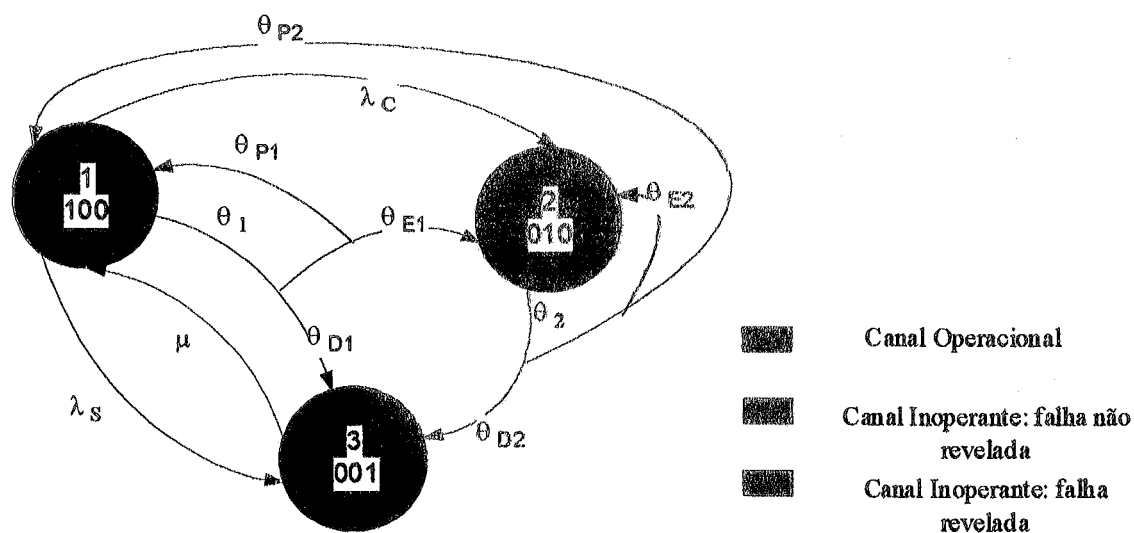


Figura (IV.4) – Diagrama de espaço de estado para um sistema de proteção contendo apenas um canal.

No diagrama da Fig. (IV.4) estão representados os três possíveis estados, que representam a condição do canal de proteção em um determinado tempo:

- estado 1 – representa o estado em que o canal encontra-se operacional;

- estado 2 – representa o estado em que o canal encontra-se inoperante, estado de falha não revelada. Assim, esta falha somente será revelada quando da realização do próximo teste, ou quando ocorrer uma demanda e este não responder;
- estado 3 – representa o estado de falha revelada, o canal encontra-se inoperante, é gerado um sinal de desligamento e o canal pode estar sob reparo.

Os parâmetros identificadores do diagrama da Fig. (IV.4) são:

- λ_C – a taxa de falha do canal (falha perigosa); esta falha leva o canal a torna-se inoperante, isto é, no caso de uma demanda, o mesmo não responderá;
- λ_S – a taxa de falha segura do canal, esta falha leva o canal a gerar um sinal de desligamento, conhecida como desligamento falso ou desligamento espúrio;
- μ – é a taxa de reparo do canal;
- θ_I – taxa na qual o canal é demandado para realização dos testes;
- T_{DI} – probabilidade do teste ultrapassar o tempo máximo permitido para manter o canal desviado (*ABT – Allowable Bypass Time*) para a realização do teste, portanto,

$$T_{DI} = e^{-\mu_1 \tau_0} \quad (\text{IV.1});$$

- μ_1 – taxa na qual o teste é realizado;
- τ_0 – tempo máximo permitido para que o canal seja desviado para a realização do teste (*ABT – Allowable Bypass Time*);
- θ_{DI} – taxa na qual o canal é demandado para realização do teste, e este ultrapassa o tempo máximo permitido para realização deste, portanto,

$$\theta_{DI} = T_{DI} \theta_I \quad (\text{IV.2});$$

- T_{EI} – probabilidade de falha humana vezes a probabilidade do teste ser realizado em um tempo menor do que o *ABT*, portanto,

$$T_{E1} = (1 - e^{-\mu_1 \tau_0}) P_1 \quad (\text{IV.3});$$

- P_1 – probabilidade de falha humana na execução de um teste levar à falha do canal após a realização deste;
- θ_{E1} – taxa na qual o canal é demandado para realização do teste, e este é realizado em tempo hábil, mas em decorrência de uma falha humana na execução do mesmo leva a uma falha do canal, portanto,

$$\theta_{E1} = T_{E1} \theta_1 \quad (\text{IV.4})$$

- T_{P1} – probabilidade do teste ser realizado em um tempo menor do que o *ABT* vezes a probabilidade de teste perfeito:

$$T_{P1} = (1 - e^{-\mu_1 \tau_0}) (1 - P_1) \quad (\text{IV.5});$$

- θ_{P1} – taxa na qual o canal é demandado para realização do teste, e este é realizado em tempo hábil sem algum problema, portanto,

$$\theta_{P1} = T_{P1} \theta_1 \quad (\text{IV.6});$$

- $\theta_2 = \theta_1$ – taxa na qual o canal é demandado para realização dos testes, mas neste caso o teste é realizado quando o canal se encontra no estado de falha não revelada;
- T_{D2} – probabilidade do teste detectar a falha e dar início ao reparo, mas o *ABT* foi ultrapassado; portanto,

$$T_{D2} = e^{-\mu_2 \tau_0} \quad (\text{IV.7});$$

- μ_2 – taxa na qual o teste e o reparo são realizados;

- θ_{D2} – taxa na qual o canal é demandado para realização do teste, sendo que neste caso o teste é realizado quando o canal se encontra no estado de falha não revelada, mas a realização deste ultrapassa o *ABT*, portanto,

$$\theta_{D2} = T_{D2} \theta_2 \quad (\text{IV.8});$$

- T_{EI} – probabilidade do teste e o reparo serem realizados em um tempo menor do que o *ABT*, mas devido a falha humana levou a uma falha no canal:

$$T_{E2} = (1 - e^{-\mu_2 \tau_0}) P_2 \quad (\text{IV.9});$$

- P_2 – probabilidade de falha humana na execução de um teste e reparo levar à falha do canal após a realização dos mesmos;
- θ_{EI} – taxa na qual o canal é demandado para realização do teste, sendo que neste caso o teste é realizado quando o canal se encontra no estado de falha não revelada, e este é realizado em tempo hábil, mas em decorrência de uma falha humana na execução do mesmo leva a uma falha do canal, portanto,

$$\theta_{E2} = T_{E2} \theta_2 \quad (\text{IV.10});$$

- T_{P2} – probabilidade do teste e o reparo serem realizados em um tempo menor do que o *ABT* e que não houve falha humana na execução dos mesmos, isto é, o teste foi realizado sem problemas:

$$T_{P2} = (1 - e^{-\mu_2 \tau_0}) (1 - P_2) \quad (\text{IV.11});$$

- θ_{P2} – taxa na qual o canal é demandado para realização do teste, sendo que neste caso o teste é realizado quando o canal se encontra no estado de falha não revelada, e este é realizado em tempo hábil sem algum problema, portanto,

$$\theta_{P2} = T_{P2} \theta_2 \quad (\text{IV.12});$$

Portanto, se o canal analógico encontra-se no estado 1, ele poderá transitar como observado na Fig. (IV.4):

1. para o estado 2 com uma taxa de falha λ_C , ou em consequência de erro humano na execução de um teste, i. e., com uma taxa θ_{EI} ;
2. para o estado 3 com uma taxa de falha λ_S , quando um componente interno fornece um sinal de desligamento espúrio ou se a falha do canal é aparente e este é imediatamente colocado em estado de desligamento, ou em consequência do tempo de execução do teste ultrapassar ABT , i. e., com uma taxa θ_{DI} .

Por outro lado, se o canal encontra-se no estado 2, ele poderá transitar (Fig. (IV.4)) para:

1. para o estado 1 com uma taxa θ_{PI} , i. e., o teste e o reparo são executados dentro ABT e não há ocorrência de erro humano na execução dos mesmos;
2. para o estado 3 com uma taxa θ_{D2} , i. e., o teste e o reparo não são executados dentro do ABT .

Finalmente, se o canal encontra-se no estado 3, ele poderá transitar (Fig. (IV.4)) para:

1. para o estado 1 com uma taxa de reparo μ .

Como o sistema de proteção possui 4 canais e sendo que cada canal pode estar em 3 estados diferentes, neste caso o SPR terá um total de 81 estados, considerando a lógica de atuação 2-de-4. Entretanto, nem todos os estados são necessários para a solução dos modelos. Assim como em IAEA-TECDOC-669 (1992) e utilizando a simplificação de semelhança entre os canais estes foram reagrupados em 9 grupos de estados conforme apresentados nas Figs. (IV.5 a IV.8), lembrando que estas figuras representam um único diagrama e o mesmo foi dividido para facilitar a visualização. Os grupos formados são:

- grupo 1 – o SPR encontra-se operacional e não existe nenhum canal no sistema gerando um sinal de desligamento: este grupo contém todos os estados do sistema com pelo menos dois canais operacionais. Se o SPR encontra-se em um dos estados pertencente a este grupo, ele poderá

monitorar os parâmetros críticos e tomar as ações necessárias para desligar o reator quando da ocorrência dos transitórios previstos. Os estados deste grupo estão representados pela cor azul nas Figs. (IV.5 a IV.8) e a descrição deste encontra-se na Tabela (IV.1) abaixo;

Tabela (IV.1) – Descrição dos estados pertencentes ao grupo 1.

Estado	Descrição	Identificação
1	4 canais operacionais	[400]
2	3 canais operacionais e 1 canal em estado de falha não revelada	[310]
3	2 canais operacionais e 2 canais em estado de falha não revelada	[220]

- grupo 2 – o SPR está disponível com um canal em estado de desligamento. Este grupo contém todos os estados do sistema com um canal em estado de desligamento e com pelo menos um ou mais canais operacionais. Se o SPR encontra-se em um dos estados deste grupo, ele poderá monitorar os parâmetros críticos e tomar as ações necessárias para desligar o reator quando da ocorrência dos transitórios previstos. Os estados deste grupo estão representados pela cor verde nas Figs. (IV.5 a IV.8)) e a descrição destes encontra-se na Tabela (IV.2) abaixo;

Tabela (IV.2) – Descrição dos estados pertencentes ao grupo 2.

Estado	Descrição	Identificação
4	3 canais operacionais e 1 canal em estado de desligamento	[301]
5	2 canais operacionais, 1 canal em estado de falha não revelada e 1 canal em estado de desligamento	[211]
6	1 canal operacional e 2 canais em estado de falha não revelada e um canal em estado de desligamento	[121]

- grupo 3 – SPR indisponível. Este grupo contém todos os estados onde pelo menos três canais estão falhos. Os estados deste grupo estão representados pela cor vermelha nas Figs. (IV.5 a IV.8)) e a descrição destes encontra-se na Tabela (IV.3) abaixo;

Tabela (IV.3) – Descrição dos estados pertencentes ao grupo 3.

Estado	Descrição	Identificação
7	1 canal operacional e 3 canais em estado de falha não revelada	[130]
8	4 canais em estado de falha não revelada	[040]
9	3 canais em estado de falha não revelada e um canal em estado de desligamento	[031]

- grupo 4 – Desligamento real sem dano no núcleo. Este grupo contém todos os estados do sistema que implicam que o SPR está disponível e sucesso da operação desligamento do reator após uma demanda. Os estados deste grupo estão agrupados no estado 10 nas Figs. (IV.5 a IV.8);
- grupo 5 – Desligamento real com dano no núcleo. Este estado agrupado contém todos os estados do sistema que implicam que o SPR está disponível, sucesso da operação desligamento do reator após demanda, mas há uma falha na função remoção do calor de decaimento. Os estados deste grupo estão agrupados no estado 11 nas Figs. (IV.5 a IV.8);
- grupo 6 – Desligamento espúrio sem dano no núcleo. Este estado agrupado contém todos os estados do sistema que implicam pelo menos dois canais em estado de desligamento, gerando um sinal espúrio internamente em decorrência de uma falha segura de um canal a partir do grupo 2, e o desligamento espúrio é realizado com sucesso. Os estados deste grupo estão agrupados no estado 12 nas Figs. (IV.5 a IV.8);
- grupo 7 - Desligamento espúrio com dano no núcleo. Este estado agrupado contém todos os estados do sistema que implicam pelo menos dois canais em estado de desligamento, gerando um sinal espúrio internamente em decorrência de uma falha segura de um canal a partir do grupo 2 e, neste

caso, o desligamento espúrio não é realizado com sucesso e decorrência da falha na função remoção de calor residual. Os estados deste grupo estão agrupados no estado 13 nas Figs. (IV.5 a IV.8);

- grupo 8 – *ATWS* sem dano ao núcleo. Este estado agrupado contém todos os estados que implicam SPR indisponíveis e, portanto, incapacidade do SPR em efetuar a operação desligamento do reator após demanda (ocorrência de um transitório previsto), mas com sucesso na mitigação do evento. Os estados deste grupo estão agrupados no estado 14 nas Figs. (IV.5 a IV.8);
- grupo 9 – *ATWS* com dano ao núcleo. Este estado agrupado contém todos os estados que implicam SPR indisponíveis e, portanto, incapacidade do mesmo em efetuar a operação desligamento do reator após demanda (ocorrência de um transitório previsto) e falha na mitigação do evento. Os estados deste grupo estão agrupados no estado 15 nas Figs. (IV.5 a IV.8).

Além dos parâmetros identificadores apresentado no diagrama da Fig. (IV.4), o modelo markoviano, Figs. (IV.5 a IV.8), para o SPR com 4 canais possui ainda:

- θ_{11} – taxa na qual o canal é demandado para realização dos testes, mas o SPR possui um canal em estado de desligamento;
- T_{D11} – probabilidade do teste ultrapassar o tempo máximo permitido para manter o canal desviado (*ABT – Allowable Bypass Time*) para a realização do teste, mas o SPR possui um canal em estado de desligamento, portanto,

$$T_{D11} = e^{-\mu_1 \tau_1} \quad (IV.13);$$

- τ_1 – tempo máximo permitido para que o canal seja desviado para a realização do teste (*ABT – Allowable Bypass Time*), dado que o SPR já possui um canal em estado de desligamento;
- θ_{D11} – taxa na qual o canal é demandado para realização do teste, e este ultrapassa o tempo máximo permitido para realização deste e dado que já existe um canal do SPR em estado de desligamento, portanto,

$$\theta_{D11} = T_{D11} \theta_{11} \quad (IV.14);$$

- T_{E11} – probabilidade de falha humana vezes a probabilidade do teste ser realizado em um tempo menor do que o ABT , e dado que já existe um canal do SPR em estado de desligamento, portanto,

$$T_{E11} = (1 - e^{-\mu_1 \tau_1}) P_1 \quad (\text{IV.15});$$

- θ_{E11} – taxa na qual o canal é demandado para realização do teste, este é realizado em tempo hábil, mas em decorrência de uma falha humana na execução do mesmo leva a uma falha do canal e dado que já existe um canal no SPR em estado de desligamento, portanto,

$$\theta_{E11} = T_{E11} \theta_{11} \quad (\text{IV.16})$$

- T_{P11} – probabilidade do teste ser realizado em um tempo menor do que o ABT vezes a probabilidade de teste perfeito, dado que existe um canal em estado de desligamento no SPR, portanto,

$$T_{P11} = (1 - e^{-\mu_1 \tau_1}) (1 - P_1) \quad (\text{IV.17});$$

- θ_{P11} – taxa na qual o canal é demandado para realização do teste, e este é realizado em tempo hábil sem algum problema e dado que já existe um canal no SPR em estado de desligamento, portanto,

$$\theta_{P11} = T_{P11} \theta_{11} \quad (\text{IV.18});$$

- $\theta_{12} = \theta_{11}$ – taxa na qual o canal é demandado para realização dos testes, mas neste caso o teste é realizado no canal que se encontra no estado de falha não revelada e dado que já existe um canal no SPR em estado de desligamento;
- T_{D12} – probabilidade do teste detectar a falha e dar início ao reparo, mas o ABT foi ultrapassado e dado que já existe um canal no SPR em estado de desligamento; portanto,

$$T_{D12} = e^{-\mu_2 \tau_1} \quad (\text{IV.19});$$

- θ_{D12} – taxa na qual o canal é demandado para realização do teste, sendo que neste caso o teste é realizado quando o canal se encontra no estado de falha não revelada e dado que já existe um canal no SPR em estado de desligamento, mas a realização deste ultrapassa o ABT , portanto,

$$\theta_{D12} = T_{D12} \theta_{12} \quad (\text{IV.20});$$

- T_{E11} – probabilidade do teste e o reparo serem realizados em um tempo menor do que o ABT , mas em decorrência de uma falha humana o canal ficou inoperante e dado que já existe um canal do SPR em estado de desligamento, portanto,

$$T_{E12} = (1 - e^{-\mu_2 \tau_1}) P_2 \quad (\text{IV.21});$$

- θ_{E11} – taxa na qual o canal é demandado para realização do teste, sendo que neste caso o teste é realizado quando o canal se encontra no estado de falha não revelada, e este é realizado em tempo hábil, mas em decorrência de uma falha humana na execução do mesmo leva a uma falha do canal e dado que já existe um canal no SPR em estado de desligamento, portanto,

$$\theta_{E12} = T_{E12} \theta_{12} \quad (\text{IV.22});$$

- T_{P12} – probabilidade do teste e o reparo serem realizados em um tempo menor do que o ABT , não houve falha humana na execução dos mesmos, isto é, o teste foi realizado sem problemas e dado que já existe um canal no SPR em estado de desligamento, portanto,

$$T_{P12} = (1 - e^{-\mu_2 \tau_1}) (1 - P_2) \quad (\text{IV.23});$$

- θ_{P12} – taxa na qual o canal é demandado para realização do teste, sendo que neste caso o teste é realizado quando o canal se encontra no estado de falha não revelada, e este é realizado em tempo hábil sem algum problema e dado que já existe um canal em estado de desligamento no SPR, portanto,

$$\theta_{P12} = T_{P12} \theta_{12} \quad (\text{IV.24});$$

- ν - taxa de demanda (demanda/horas);
- μ_S – taxa de retorno para operação normal após desligamento espúrio (retorno/hora);
- μ_A – taxa de retorno para operação normal após desligamento real sem dano no núcleo (retorno/hora);
- μ_R – taxa de retorno para operação normal após *ATWS* sem dano no núcleo (retorno/hora);
- P_C – é a probabilidade do desligamento do reator acarretar dano ao núcleo, relacionada a falha da função de remoção do calor residual;
- P_C^* - é a probabilidade do desligamento do reator acarretar dano ao núcleo, relacionada a falha da função de remoção do calor residual;
- P_θ - é a probabilidade de falha do sistema de mitigação do *ATWS*;

As transições entre os possíveis estados ou grupo de estados para o SPR encontram-se representados nas Figs. (IV.5 a IV.8). Se o sistema encontra-se no estado 1 do grupo 1 ele poderá transitar para:

- o estado 2 do grupo 1 (SPR disponível) com uma taxa de falha $4\lambda_C$ [Fig. (IV.5)], ou em consequência de erro humano na execução de um teste [Fig. (IV.6)], i. e., com uma taxa $4\theta_{E1}$, ver Eq.(IV.4) ;
- o estado 4 do grupo 2 (SPR disponível, mas com um canal em estado de desligamento) com uma taxa de falha $4\lambda_S$ [Fig. (IV.5)], quando um componente interno fornece um sinal de desligamento espúrio ou se a falha do canal é aparente e este é imediatamente colocado em estado de desligamento, ou em consequência do tempo de execução do teste ultrapassar *ABT* [Fig. (IV.6)], i. e., $4\theta_{D1}$, ver Eq. (IV.2).

- o estado 10 do grupo 4 (Estado de desligamento real sem dano no núcleo) com uma taxa de demanda $\nu(1-P_C)$, ver Fig. (IV.7);
- o grupo 5 (estado de desligamento real com dano ao núcleo - representado na Fig. (IV.7) pelo estado 11) com uma taxa de demanda νP_C ;

Se o SPR encontra-se no estado 2 ele poderá transitar para:

- o estado 1 do grupo 1 (SPR disponível) com uma taxa θ_{P2} , ver Fig. (IV.6),
- o estado 3 do grupo 1 (SPR disponível) com uma taxa de falha $3\lambda_C$, ver Fig. (IV.5), ou com uma taxa $3\theta_{E1}$, ver Fig. (IV.6);
- o estado 4 do grupo 2 (SPR disponível, mas com um canal em estado de desligamento) com uma taxa θ_{D2} , ver Fig. (IV.6);
- o estado 5 do grupo 2 (SPR disponível, mas com um canal em estado de desligamento) com uma taxa de falha segura $3\lambda_S$, ver Fig. (IV.5), ou com uma taxa $3\theta_{D1}$, ver Eq. (IV.2) e Fig. (IV.6);
- o estado 10 do grupo 4 (estado de desligamento real sem dano ao núcleo - representado nas Fig. (IV.7) pelo estado 10) com uma taxa de demanda $\nu(1-P_C)$;
- o estado 11 do grupo 5 (estado de desligamento real com dano ao núcleo - representado nas Fig. (IV.7) pelo estado 11) com uma taxa de demanda νP_C ;

Se o SPR se encontra no estado 3 do grupo 1 (SPR disponível) ele poderá transitar para:

- o estado 2 do grupo 1 (SPR disponível) com uma taxa $2\theta_{P2}$, ver Eq. (IV.12) e Fig. (IV.6),
- o estado 7 do grupo 3 (SPR indisponível) com uma taxa de falha $2\lambda_C$, ver Fig. (IV.5), ou com uma taxa $2\theta_{E1}$, ver Eq. (IV.10) e Fig. (IV.6);
- o estado 5 do grupo 2 (SPR disponível, mas com um canal em estado de desligamento) com uma taxa $2\theta_{D2}$, ver Eq. (IV.8) e Fig. (IV.6);
- o estado 6 do grupo 2 (SPR disponível, mas com um canal em estado de desligamento) com uma taxa de falha segura $2\lambda_S$, ver Fig. (IV.5), ou com uma taxa $2\theta_{D1}$, ver Eq. (IV.2) e Fig. (IV.6);
- o estado 10 do grupo 4 (estado de desligamento real sem dano ao núcleo - representado nas Figs. (IV.5 a IV.8) pelo estado 10) com uma taxa de demanda $\nu(1-P_C)$, ver Fig. (IV.7);

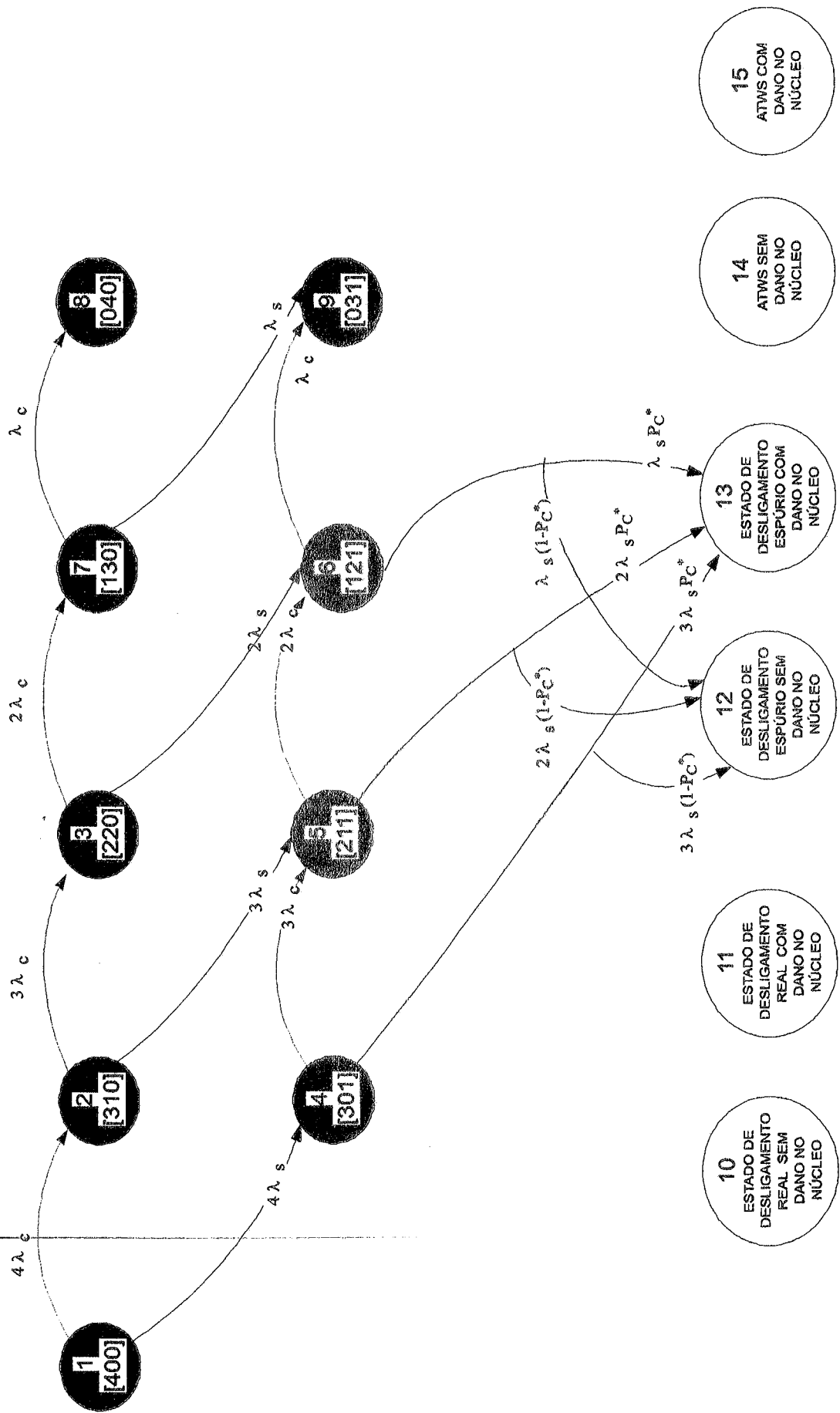


Figura (IV.5) - Diagrama de transição de estado para o SPR, considerando somente as transições relativas as falhas.

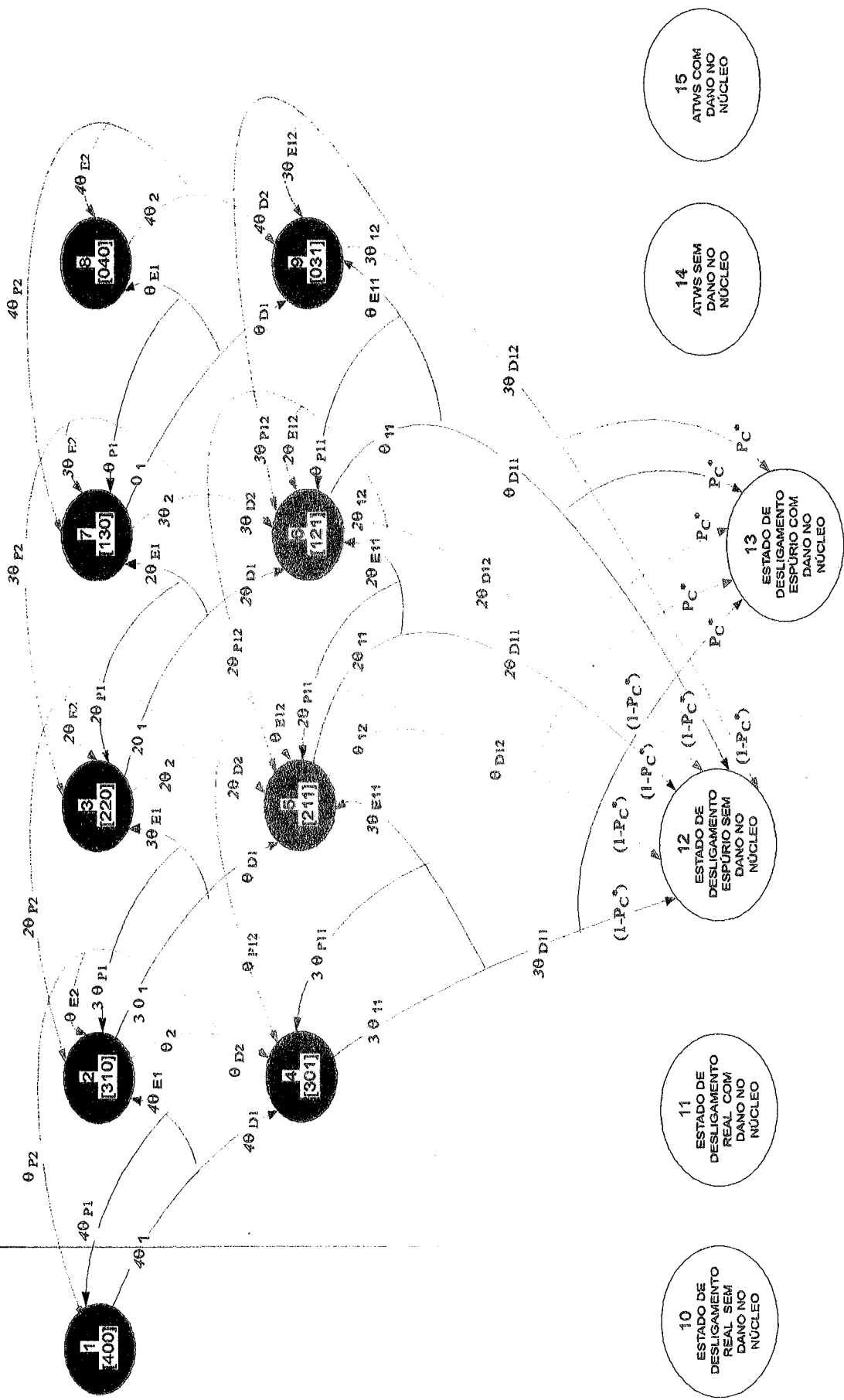


Figura (IV.6) - Diagrama de transição de estados para o SPR, transições relativas aos testes realizados.

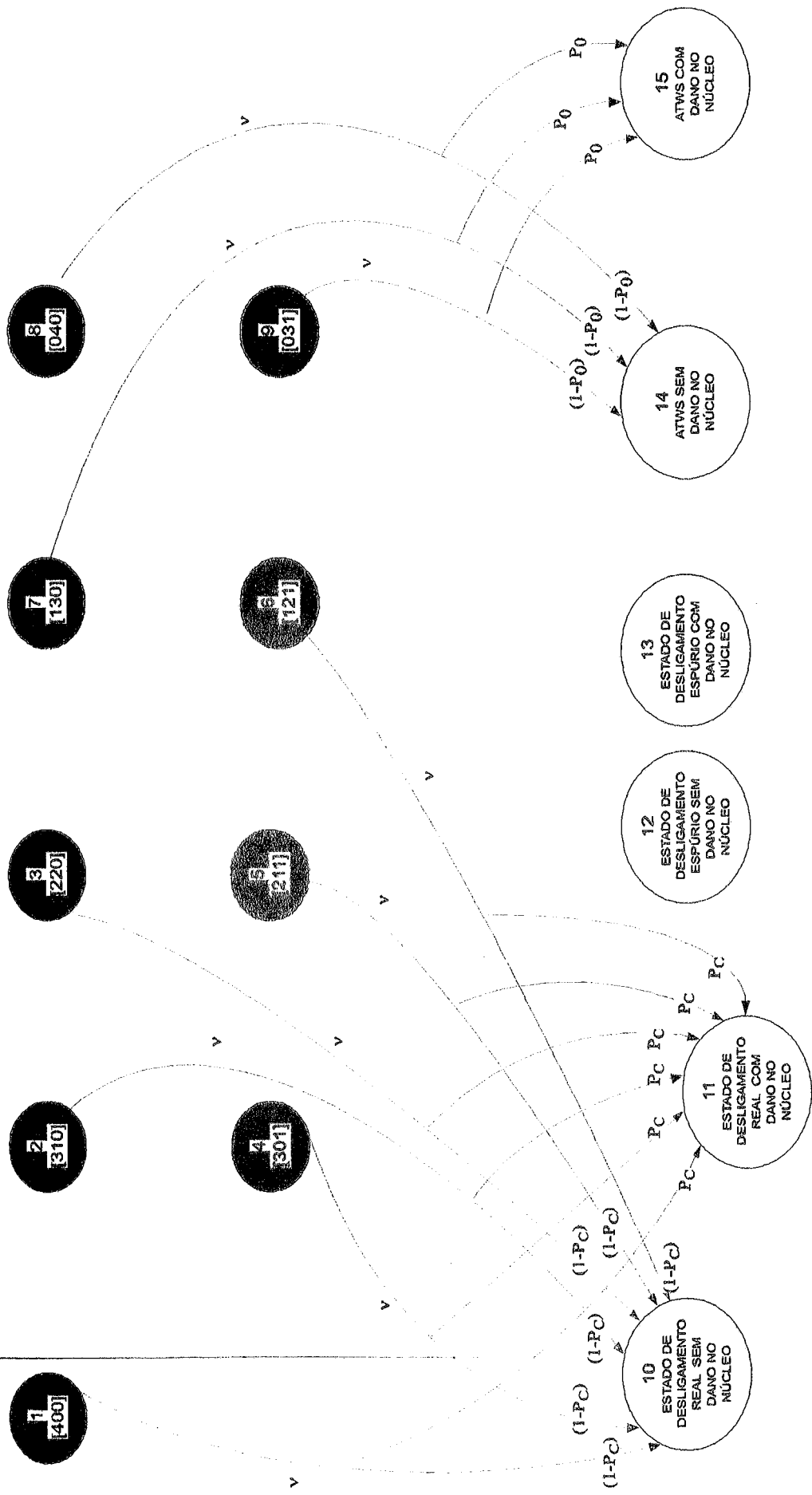


Figura (IV.7) - Diagrama de transição de estados para o SPR, transições relativas as demandas decorrentes dos transientes previstos.

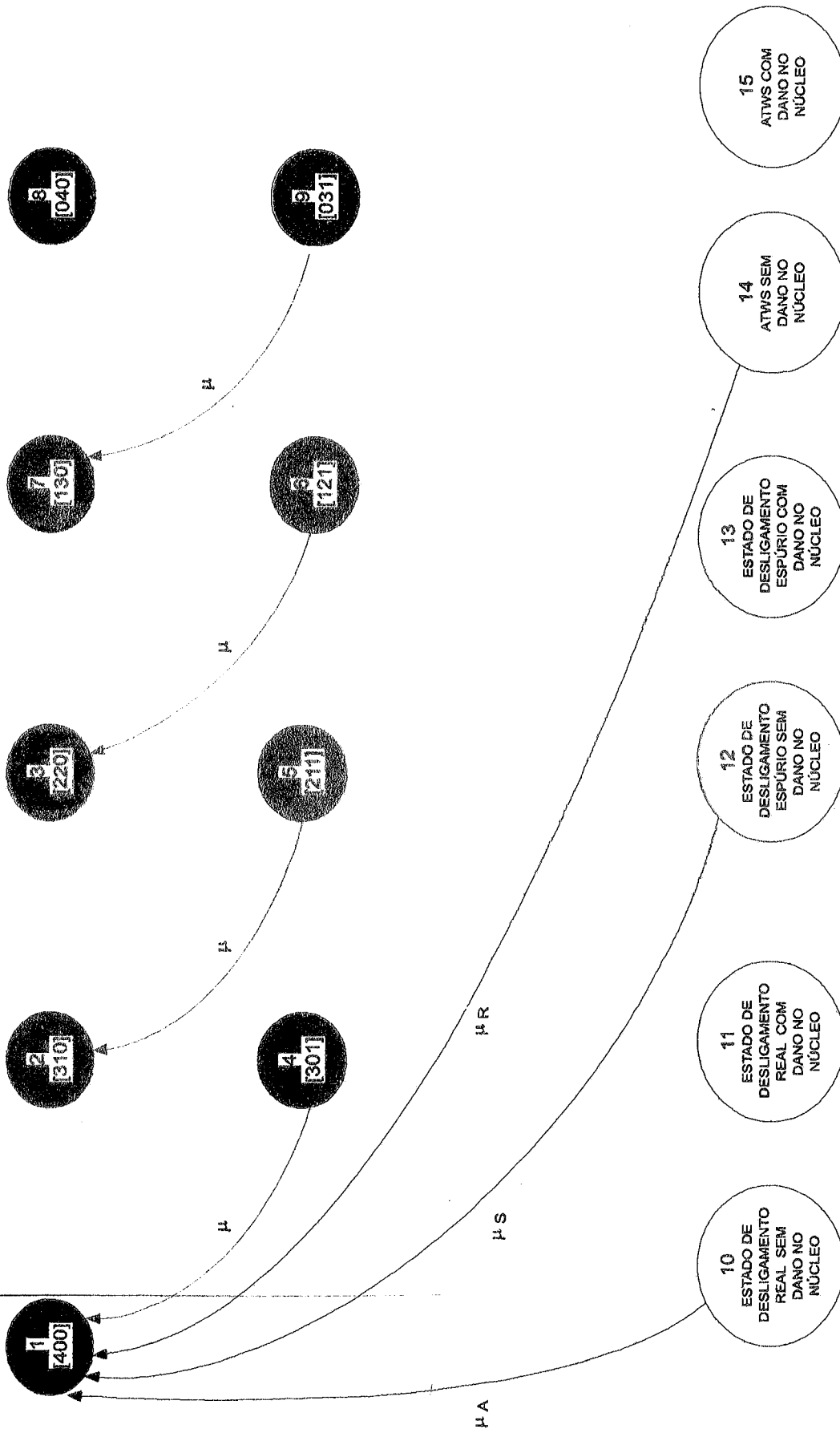


Figura (IV.8) - Diagrama de Transição de estados para o SPR, transições relativas as taxas de retorno.

- o estado 11 do grupo 5 (estado de desligamento real com dano ao núcleo-representado nas Figs. (IV.5 a IV.8) pelo estado 11) com uma taxa de demanda νP_C , ver Fig. (IV.7);

Se o SPR se encontra no estado 4 do grupo 2 (SPR disponível, mas com um canal em estado de desligamento) ele poderá transitar para:

- o estado 1 do grupo 1 (SPR disponível) com taxa de reparo μ , ver Fig. (IV.8);
- o estado 5 do grupo 2 (SPR disponível, mas com um canal em estado de desligamento) com taxa de falha $3\lambda_C$, ver Fig. (IV.5), ou com uma taxa $3\theta_{E11}$, ver Eq. (IV.16) e Fig. (IV.6), onde $\theta_{11} = \theta_1$,
- o estado 12 do grupo 6 (desligamento espúrio sem dano ao núcleo) com uma taxa $3\lambda_S(1-P_C^*)$, ver Fig. (IV.5), ou com uma taxa $3\theta_{D11}(1-P_C^*)$, ver Fig. (IV.6), ;
- o estado 13 do grupo 7 (desligamento espúrio com dano ao núcleo) com uma taxa $3\lambda_S P_C^*$, ver Fig. (IV.5), ou com uma taxa $3\theta_{D11} P_C^*$, ver Fig. (IV.6), ;
- o estado 10 do grupo 4 (estado de desligamento real sem dano ao núcleo-representado nas Figs. (IV.5 a IV.8) pelo estado 10) com uma taxa de demanda $\nu(1-P_C)$, ver Fig. (IV.7);
- o estado 11 do grupo 5 (estado de desligamento real com dano ao núcleo-representado nas Figs. (IV.5 a IV.8) pelo estado 11) com uma taxa de demanda νP_C , ver Fig. (IV.7);

Se o SPR se encontra no estado 5 do grupo 2 (SPR disponível, mas com um canal em estado de desligamento) ele poderá transitar para:

- o estado 2 do grupo 1 (SPR disponível) com taxa de reparo μ , ver Fig. (IV.8);
- o estado 4 do grupo 2 (SPR disponível, mas com um canal em estado de desligamento) com taxa θ_{P12} , ver Eq. (IV.24) e Fig.(IV.6);
- o estado 6 do grupo 2 (SPR disponível, mas com um canal em estado de desligamento) com taxa de falha $2\lambda_C$, ver Fig. (IV.5), ou com uma taxa $2\theta_{E11}$, ver Eq. (IV.16) e Fig. (IV.6), onde $\theta_{11} = \theta_1$,

- o estado 12 do grupo 6 (desligamento espúrio sem dano ao núcleo) com uma taxa $2\lambda_S(I-P_C^*)$, ver Fig. (IV.5), ou com uma taxa $2\theta_{D11}(I-P_C^*)$, ver Fig. (IV.6), ou com uma taxa $\theta_{D12}(I-P_C^*)$, ver Eqs. (IV. 14 e 20) e Fig. (IV.7);
- o estado 13 do grupo 7 (desligamento espúrio com dano ao núcleo) com uma taxa $2\lambda_S P_C^*$, ver Fig. (IV.5), ou com uma taxa $2\theta_{D11} P_C^*$, ver Eq. (IV.14) e Fig. (IV.6), ou com taxa $\theta_{D12} P_C^*$, ver Eq. (IV.20) e Fig. (IV.6) ;
- o estado 10 do grupo 4 (estado de desligamento real sem dano ao núcleo-representado nas Figs. (IV.5 a IV.8) pelo estado 10) com uma taxa de demanda $\nu(I-P_C)$, ver Fig. (IV.7);
- o estado 11 do grupo 5 (estado de desligamento real com dano ao núcleo-representado nas Figs. (IV.5 a IV.8) pelo estado 11) com uma taxa de demanda νP_C , ver Fig. (IV.7);

Se o SPR se encontra no estado 6 do grupo 2 (SPR disponível, mas com um canal em estado de desligamento) ele poderá transitar para:

- o estado 3 do grupo 1 (SPR disponível) com taxa de reparo μ , ver Fig. (IV.8);
- o estado 5 do grupo 2 (SPR disponível, mas com um canal em estado de desligamento) com taxa θ_{P12} , ver Eq. (IV.24) e Fig. (IV.6);
- o estado 9 do grupo 3 (SPR indisponível) com taxa de falha λ_C , ver Fig. (IV.5), ou com uma taxa $2\theta_{E11}$, ver Eq. (IV.16) e Fig. (IV.6), onde $\theta_{I1} = \theta_I$,
- o estado 12 do grupo 6 (desligamento espúrio sem dano ao núcleo) com uma taxa $\lambda_S(I-P_C^*)$, ver Fig. (IV.5), ou com uma taxa $\theta_{D11}(I-P_C^*)$, ver Fig. (IV.6), ou com uma taxa $2\theta_{D12}(I-P_C^*)$, ver Fig. (IV.7);
- o estado 13 do grupo 7 (desligamento espúrio com dano ao núcleo) com uma taxa $\lambda_S P_C^*$, ver Fig. (IV.5), ou com uma taxa $\theta_{D11} P_C^*$, ver Fig. (IV.6), ou com taxa $2\theta_{D12} P_C^*$;
- o estado 10 do grupo 4 (estado de desligamento real sem dano ao núcleo-representado nas Figs. (IV.5 a IV.8) pelo estado 10) com uma taxa de demanda $\nu(I-P_C)$, ver Fig. (IV.7);
- o estado 11 do grupo 5 (estado de desligamento real com dano ao núcleo-representado nas Figs. (IV.5 a IV.8) pelo estado 11) com uma taxa de demanda νP_C , ver Fig. (IV.7);

Se o SPR se encontra no estado 7 do grupo 3 (SPR indisponível) ele poderá transitar para:

- o estado 3 do grupo 1 (SPR disponível) com uma taxa $3\theta_{P2}$, ver Eq. (IV.12) e Fig. (IV.6);
- o estado 8 do grupo 3 (SPR indisponível) com uma taxa de falha λ_C , ver Fig. (IV.5), ou com uma taxa θ_{E1} , ver Eq. (IV.4) e Fig. (IV.6);
- o estado 6 do grupo 2 (SPR disponível, mas com um canal em estado de desligamento) com uma taxa θ_{D2} , ver Fig. (IV.6);
- o estado 9 do grupo 3 (SPR indisponível) com uma taxa de falha segura λ_S , ver Fig. (IV.5), ou com uma taxa θ_{D1} , ver Fig. (IV.6);
- o estado 14 do grupo 8 (ATWS sem dano ao núcleo) com uma taxa de demanda $\nu(1-P_0)$, ver Fig. (IV.7);
- o estado 15 do grupo 9 (ATWS com dano ao núcleo) com uma taxa de demanda νP_0 ver Fig. (IV.7);

Se o SPR se encontra no estado 8 do grupo 3 (SPR indisponível) ele poderá transitar para:

- o estado 7 do grupo 3 (SPR indisponível) com uma taxa $4\theta_{P2}$, ver Eq. (IV.12) e Fig. (IV.6),
- o estado 9 do grupo 3 (SPR indisponível) com uma taxa $4\theta_{D2}$, ver Eq. (IV.8) e Fig. (IV.6);
- o estado 14 do grupo 8 (ATWS sem dano ao núcleo) com uma taxa de demanda $\nu(1-P_0)$, ver Fig. (IV.7);
- o estado 15 do grupo 9 (ATWS com dano ao núcleo) com uma taxa de demanda νP_0 , ver Fig. (IV.7);

Se o SPR se encontra no estado 9 do grupo 3 (SPR indisponível) ele poderá transitar para:

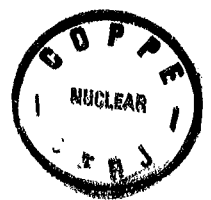
- o estado 7 do grupo 3 (SPR indisponível) com uma taxa μ , ver Fig. (IV.8);
- o estado 6 do grupo 2 (SPR disponível, mas com um canal em estado de desligamento) com taxa $3\theta_{P12}$, ver Eq. (IV.24) e Fig. (IV.6);
- o estado 14 do grupo 8 (ATWS sem dano ao núcleo) com uma taxa de demanda $\nu(1-P_0)$, ver Fig. (IV.7);

- o estado 15 do grupo 9 (*ATWS* com dano ao núcleo) com uma taxa de demanda νP_0^1 , ver Fig. (IV.7),
- o estado 12 do grupo 6 (Desligamento espúrio sem dano ao núcleo) com uma taxa $3\theta_{D12}(1-P_C^*)$, ver Eq. (IV.19) e Fig. (IV.6);
- o estado 13 do grupo 7 (Desligamento espúrio com dano ao núcleo) com taxa $3\theta_{D12}P_C^*$, ver Fig. (IV.6);

Quando a instalação atinge o estado 10 do grupo 4 ele poderá transitar para o estado 1 do grupo com uma taxa μ_A . Se a instalação atinge o estado 11 do grupo 5 não haverá mais transições pois este é um estado absorvedor.

Quando a instalação atinge o estado 12 do grupo 4 ele poderá transitar para o estado 1 do grupo com uma taxa μ_S . Se a instalação atinge o estado 13 do grupo 5 não haverá mais transições pois este é um estado absorvedor.

Quando a instalação atinge o estado 14 do grupo 4 ele poderá transitar para o estado 1 do grupo com uma taxa μ_R . Se a instalação atinge o estado 15 do grupo 5 não haverá mais transições pois este é um estado absorvedor.



DADOS UTILIZADOS E RESULTADOS

V.1 - INTRODUÇÃO

O propósito deste capítulo é apresentar os resultados referentes à análise da indisponibilidade do SPR, composto por quatro canais, e suas conseqüências sobre o núcleo do reator, sob efeito do processo de envelhecimento, utilizando o método dos estágios otimizados pelos algoritmos genéticos. Esta análise consistirá na obtenção da probabilidade de dano ao núcleo em decorrência dos eventos conhecidos como transitórios previstos.

Inicialmente, são apresentados os resultado obtidos a partir da simulação com o AG, através do código GENESIS (GRENFENSTETTE, 1984), para a seleção do modelo de combinação de estágio conforme fluxograma da Fig. (III.15), e utilizando a representação do item III.3.5, combinação esta que irá simular a distribuição dos tempos de falha de interesse.

Finalmente, utilizando a metodologia desenvolvida, Capítulo III, quantificou-se dois atributos de interesse para a análise probabilística de segurança de centrais nucleares em decorrência da ação do envelhecimento sobre o SPR: incremento na probabilidade de dano ao núcleo e na indisponibilidade do SPR. Estes foram calculados assumindo que o modelo de taxa de falha de envelhecimento segue o modelo Weibull.

Os resultados obtidos com a aplicação da metodologia desenvolvida foram comparados com os resultados obtidos considerando a distribuição exponencial dos tempos de falha, *i. e.*, os efeitos relacionados com o processo de envelhecimento não são

considerados e, portanto, o modelo markoviano desenvolvido e apresentado na seção IV.6, vide Figs. (IV.5 a IV.8), é utilizado para quantificar a probabilidade de dano no núcleo e a indisponibilidade do SPR.

V.2 – BASE DE DADOS UTILIZADOS

A Tabela (V.1) apresenta os dados dos parâmetros obtidos a partir do documento IAEA-TECDOC-669 (1992) e empregados nas análises efetuadas no presente trabalho.

V.3 – RESULTADOS RELATIVOS À SELEÇÃO DO MODELO DE COMBINAÇÃO DE ESTÁGIOS

Nesta seção são apresentados os resultados obtidos a partir das simulações efetuadas com o sistema genético GENESIS/MARKOV desenvolvido para selecionar o modelo de combinação de estágios através da otimização de seus parâmetros identificadores. Esta simulação é efetuada, partindo-se da hipótese de que os tempos de falha dos canais do SPR seguem uma distribuição de Weibull com parâmetros $\beta = 3,0$ e $\alpha = 6929,1$.

O sistema genético desenvolvido possui duas interfaces denominadas de MARKOV4 e MARKOV5, em linguagem C++, as quais realizam as corridas apresentadas no fluxograma da Fig. (III.15).

A Tabela (V.2) apresenta os parâmetros básicos utilizados nas simulações com o algoritmo genético executado com código *GENESIS*, GRENFENSTETTE (1984). O tamanho da população corresponde ao número total de indivíduos que irão compor a população, onde cada indivíduo representa um ponto no espaço de busca explorado pelo algoritmo genético. A semente é o número utilizado como partida no gerador de números aleatórios, o qual é empregado pelo AG para efetuar suas escolhas através da técnica da roleta, ver Capítulo III, tal como a seleção dos pais.

Tabela (V.1) – Dados utilizados nas simulações, IAEA-TECDOC-669 (1992)

Símbolo	Parâmetro	Valor
λ_C	Taxa de falha do canal	$3,51 \times 10^{-6}$ falhas/hora
λ_S	Taxa de falha segura do canal	$3,28 \times 10^{-6}$ falhas/hora
T_1	Demanda de teste	$5,6 \times 10^{-3}$ demanda teste/hora
τ_0	Tempo máximo permitido para manter o canal desviado para a realização do teste	1 hora
τ_1	Tempo máximo permitido para manter o canal desviado para a realização do teste dado que já existe um canal em estado de desligamento	2 horas
μ_1	Taxa de teste	0,5/hora
μ_2		0,125/hora
μ_C	Taxa de reparo do canal	0,0625 reparos/hora
ν	Taxa de demanda	7,78 demanda/ano
P_C		$1,43 \times 10^{-5}$
P_C^*		$5,21 \times 10^{-7}$
P_0		$6,42 \times 10^{-2}$
P_1		$7,95 \times 10^{-3}$
P_2		$1,82 \times 10^{-2}$
r_A	Taxa de retorno para operação da instalação após desligamento real sem dano no núcleo	$3,6364 \times 10^{-2}$
r_s	Taxa de retorno para operação da instalação após desligamento espúrio sem dano no núcleo	$3,9063 \times 10^{-2}$
r_R	Taxa de retorno para operação da instalação após ATWS sem dano no núcleo	$3,9063 \times 10^{-2}$

Tabela (V.2) – Parâmetros utilizados na simulação com AG.

Tamanho da população	Semente	Tamanho da estrutura	Taxa de Cruzamento	Taxa de mutação
1000	1	49	0,6	0,05

O tamanho da estrutura corresponde ao comprimento da cadeia de caracteres conhecida como o genótipo, este corresponde ao valor de ℓ . A taxa de cruzamento e mutação representam as frequências nas quais estas operações serão efetuadas ao longo do processo.

A Tabela (V.3) abaixo apresenta os resultados obtidos a partir da corrida 1 do fluxograma da Fig. (III.15), simulação esta efetuada com o programa MARKOV4, para otimização dos parâmetros relativos à Eq.(III.9) correspondente ao modelo de combinação de estágios MESTDP, a partir do qual um outro modelo pode ser obtido quando ω_1 ou ω_2 for igual a 1 e o modelo, então, será MESTU. Como pode ser observado na Tabela (V.3), o valor de ω_1 é diferente de 1, e, portanto o modelo ajustado é o MESTDP.

Tabela (V.3) - Resultados da simulação para o modelo de combinação de estágio MESTDP.

α	ω_1	ρ	ρ_1	ρ_2	Erro Quadrático
9	0,2854	$1,4666 \times 10^{-3}$	$2,1496 \times 10^{-2}$	$6,302 \times 10^{-3}$	$7,25 \times 10^{-4}$

A Tabela (V.4) abaixo apresenta os resultados obtidos a partir da corrida 2 do fluxograma da Fig. (III.15), simulação esta efetuada com o programa MARKOV5, para otimização dos parâmetros relativos à Eq.(III.1), correspondente ao modelo de combinação de estágios MESP. A partir deste modelo, duas simplificações são obtidas. Quando ω_1 ou ω_2 for igual a 1 e o modelo, então, será MES. Quando $\alpha_1 = \alpha_2 = 1$, o modelo, então, será MDEP. Como pode ser observado na Tabela (V.4), o valor de ω_1 é diferente de 1, bem como os valores de α_1 e α_2 são diferentes e superiores a 1. Neste caso, o modelo ajustado é o MESP.

Tabela (V.4) - Resultados da simulação para o modelo de combinação de estágio
MESP.

α_1	α_2	ω_1	ρ_1	ρ_2	Erro Quadrático
13	49	0,9169	$1,9571 \times 10^{-3}$	$5,4715 \times 10^{-2}$	$2,035 \times 10^{-5}$

Após o ajuste dos modelos efetuado pelo algoritmo genético, o passo seguinte consiste na escolha entre os modelos ajustados por MARKOV4 e MARKOV5, respectivamente, Tabela (V.3) e Tabela (V.4). A escolha é feita com base em dois critérios: i) menor erro quadrático produzido e ii) menor número de estágios no modelo. Apesar do modelo ajustado pela corrida 2, Tabela (V.4) apresentar um erro quadrático menor do que o modelo ajustado pela corrida 1, Tabela (V.3), ele apresenta um elevado número de estágios, como pode ser observado, o que implicaria em um modelo markoviano equivalente de 442 estados. Enquanto que o modelo ajustado pela corrida 1 apresente um erro quadrático maior do que o da corrida 2, na ordem de 10, o número ajustado é relativamente pequeno, o que implica em um modelo markoviano equivalente de 85 estados.

Portanto, o modelo de combinação de estágios em série terminado com dois estágios distintos em paralelo, MESTDP, foi o escolhido para representar o modelo markoviano equivalente do estado que apresenta a dependência no tempo.

As Figs.(V.1 e V.2) apresentam respectivamente as funções densidade da distribuição Weibull e a função densidade gerada pelo modelo de combinação de estágio MESTDP e a Tabela (V.5) apresenta um resultado comparativo entre as duas funções.

Tabela (V.5) - Resultados das funções densidade Weibull e da função densidade gerada pelo modelo de combinação MESTDP.

Tempo (horas)	Weibull	MESTDP
0	0	0
1250	$2,5 \times 10^{-5}$	0
2500	$5,0 \times 10^{-5}$	$2,5 \times 10^{-5}$
3000	$5,25 \times 10^{-5}$	$5,0 \times 10^{-5}$
10000	$4,0 \times 10^{-5}$	$3,75 \times 10^{-5}$

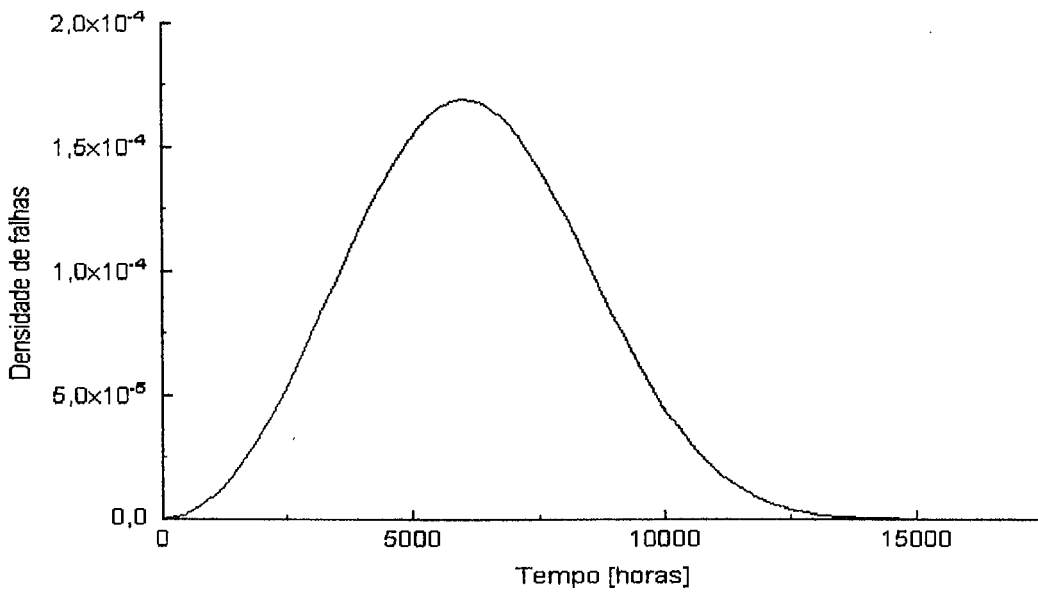


Figura (V.6) – Função densidade Weibull dos tempos de falha do canal.

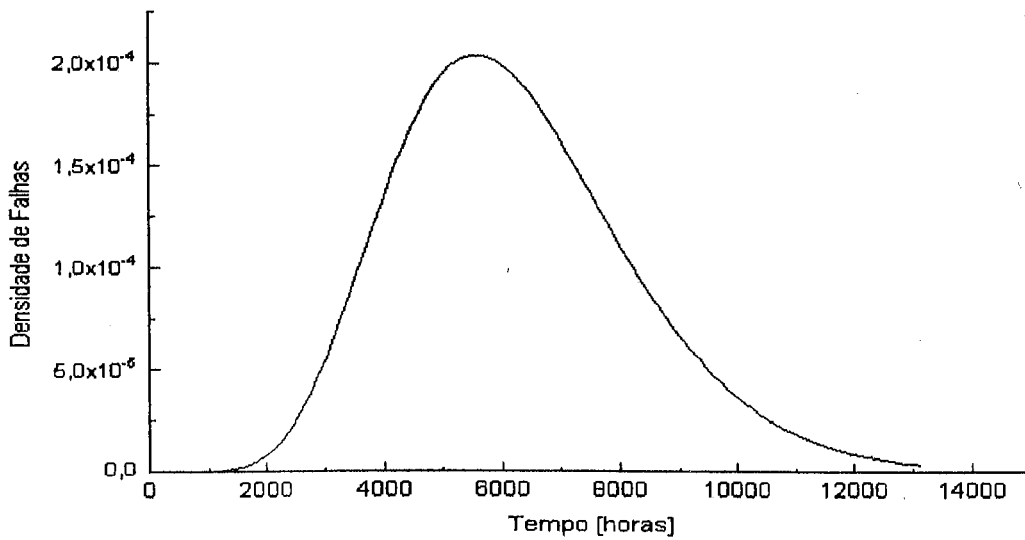


Figura (V.7) – Função densidade do modelo de combinação de estágio MESTDP, Eq.(III.9).

As Figs.(V.3 e V.4) apresentam respectivamente as taxas de falhas de envelhecimento Weibull e a gerada pelo modelo de combinação de estágio MESTDP e a Tabela (V.6) apresenta um resultado comparativo entre as duas funções.

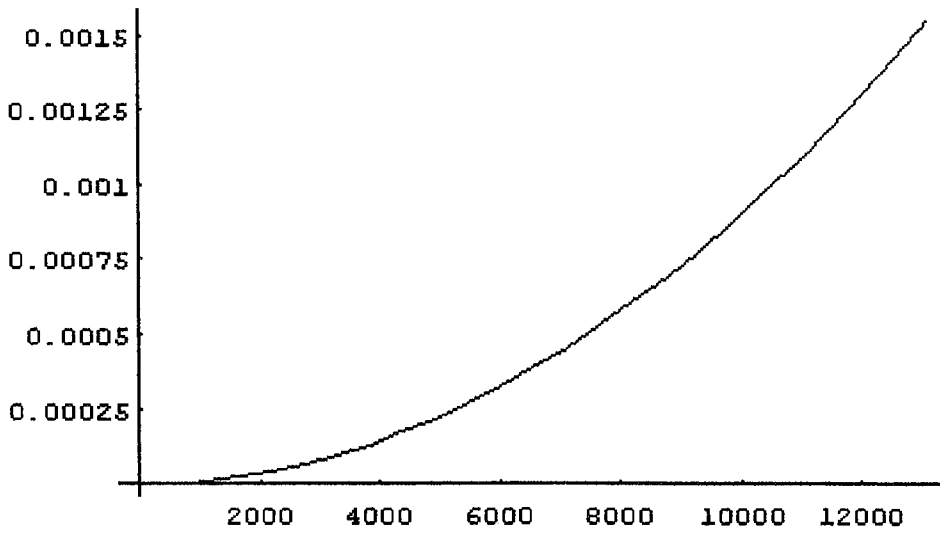


Figura (V.3) – Taxa de falha de envelhecimento Weibull. (Tempo[horas] X Taxa de falha).

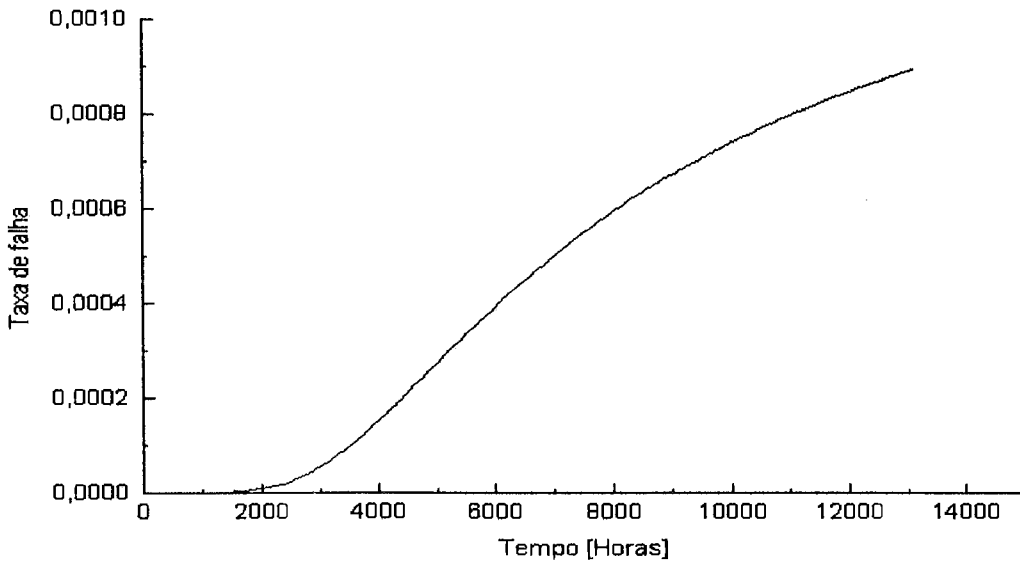


Figura (V.4) – Taxa de falha do modelo de combinação de estágio MESTDP.

Tabela (V.6) - Resultados das funções taxa de falha de Weibull e da função densidade gerada pelo modelo de combinação MESTDP.

Tempo (horas)	Weibull	MESTDP
0	0	0
1250		0
2500	$2,5 \times 10^{-5}$	$2,5 \times 10^{-5}$
3000	$5,0 \times 10^{-5}$	$5,0 \times 10^{-5}$
10000	$9,75 \times 10^{-4}$	$7,5 \times 10^{-4}$

A Fig. (V.5) apresenta o modelo markoviano equivalente gerado pela aproximação do estado 1 da Fig. (IV.4) do diagrama de espaço de estado para um sistema contendo apenas um canal. Nesta figura foram apenas colocados as transições decorrentes do processo de falha. As demais foram omitidas (taxa de reparo, taxa de teste, etc.) para facilitar a visualização.

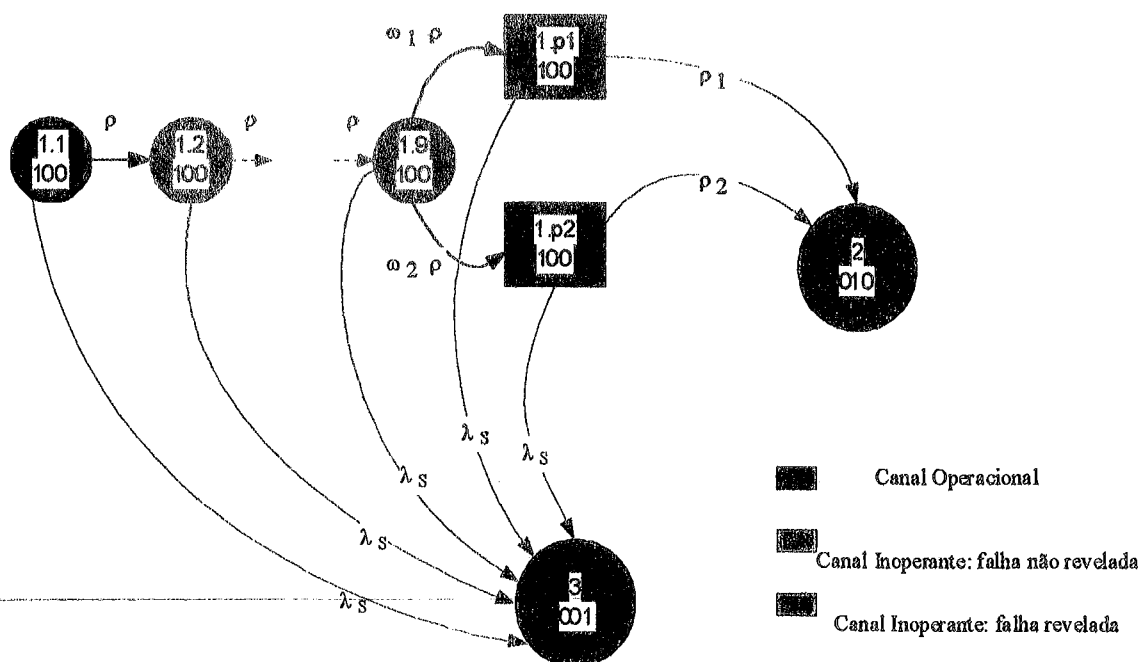


Figura (V.10) – Diagrama de transição de estado para o modelo markoviano equivalente.

V.4 – ESTUDO DE CASO DO MODELO DE TAXA DE FALHA DE ENVELHECIMENTO WEIBULL

Os dados apresentados na tabela (V.1) foram utilizados para avaliar a indisponibilidade do SPR e a probabilidade de dano no núcleo em decorrência dos eventos transitórios previstos, utilizando o modelo markoviano desenvolvido e apresentado no Capítulo IV, com interesse especial na seqüência de eventos conhecida como transitórios previstos sem desligamento do reator pelo SPR (*ATWS – Anticipated Transients Without Scram*), assumindo que os tempos de falha seguem uma Weibull.

O diagrama de transição de estado para SPR é obtido, substituindo os estados do modelo do Capítulo IV [Figs.(IV.5 a IV.8)] que apresentam a dependência no tempo, *i. e.*, os estados onde $\lambda_c = \lambda(t)$, pelo modelo de combinação de estágios otimizado pelo AG. O total de estados a serem substituídos pelo modelo de combinação de estágios são no total de 7, sendo 3 deles pertencentes ao Grupo 1, outros três pertencentes ao Grupo 2 e finalmente 1 estado pertence ao Grupo 3. O modelo markoviano equivalente obtido para o SPR possui 85 estados, dos quais 33 deles pertencem ao Grupo 1, outros 33 ao grupo 2, 13 deles ao Grupo 3 e os demais Grupos permaneceram inalterados.

A partir do modelo markoviano equivalente obtido, desenvolveu-se um programa de computador em FORTRAN, denominado CAFAWE_TESTE3_4CH (ver Apêndice B), o qual utiliza os parâmetros dados na Tabela (V.1) e a matriz de taxa de transição gerada pelo modelo markoviano equivalente, considerando um período de avaliação correspondente ao um ciclo operacional de 13.140 horas.

Visando suprir à necessidade dados para avaliar incremento na probabilidade de dano no núcleo em decorrência da ação do envelhecimento sobre o SPR gerou-se dados relativos à distribuição exponencial.

Para que as análises relativas a utilização da distribuição exponencial fossem efetuadas, desenvolveu-se um programa de computador em FORTRAN, denominado CAFAEX_TESTE_4CH (ver Apêndice B), o qual utiliza os parâmetros dados na Tabela (V.1) e a matriz de taxas de transição gerada pelo modelo markoviano desenvolvido e considerando um período de avaliação correspondente ao um ciclo operacional de 13.140 horas.

As Figs.(V.6 e V.7) apresentam a evolução temporal da disponibilidade do SPR para os modelos de taxa de falha de envelhecimento de Weibull e de taxa de falha

exponencial, respectivamente. Neste caso o efeito óbvio é observado, i.e., um decréscimo na disponibilidade do mesmo em relação a adoção do modelo exponencial.

As Figs. (V.8 e V.9) apresentam a evolução temporal da indisponibilidade do SPR, respectivamente para os modelos de taxa de falha de envelhecimento de Weibull e de taxa de falha exponencial. Neste caso, o efeito contrário do que ocorreu com disponibilidade é observado, i. e., um acréscimo deste atributo em relação a adoção do modelo exponencial. Como pode se observado na Fig.(V.8), em comparação com a Fig. (V.92), em que a distribuição exponencial é utilizada, houve um aumento na ordem de 10 vezes na indisponibilidade do sistema de proteção. Assim, a utilização da distribuição exponencial implicaria em uma subestimação dos efeitos relacionados coma indisponibilidade do SPR na avaliação de qualquer atributo de confiabilidade.

As Figs.(V.10 e V.11) apresentam a evolução temporal da probabilidade de desligamento real do reator sem que haja dano ao núcleo em decorrência de um transitório previsto, respectivamente para os modelos de taxa de falha de envelhecimento de Weibull e de taxa de falha exponencial.

As Figs.(V.12 e V.13) apresentam a evolução temporal da probabilidade de desligamento real do reator com dano ao núcleo em decorrência de um transitório previsto, respectivamente para os modelos de taxa de falha de envelhecimento de Weibull e de taxa de falha exponencial.

As Figs.(V.14 e V.15) apresentam a evolução temporal da probabilidade de desligamento espúrio do reator sem que haja dano ao núcleo, respectivamente para os modelos de taxa de falha de envelhecimento de Weibull e de taxa de falha exponencial.

As Figs.(V.16 e V.17) apresentam a evolução temporal da probabilidade de desligamento espúrio do reator com dano ao núcleo, respectivamente para os modelos de taxa de falha de envelhecimento de Weibull e de taxa de falha exponencial.

As Figs.(V.18 e V.19) apresentam a evolução temporal da probabilidade de ocorrência de um *ATWS* sem que haja dano ao núcleo, respectivamente para os modelos de taxa de falha de envelhecimento de Weibull e de taxa de falha exponencial.

As Figs.(V.20 e V.21) apresentam a evolução temporal da probabilidade de ocorrência de um *ATWS* com dano ao núcleo, respectivamente para os modelos de taxa de falha de envelhecimento de Weibull e de taxa de falha exponencial.

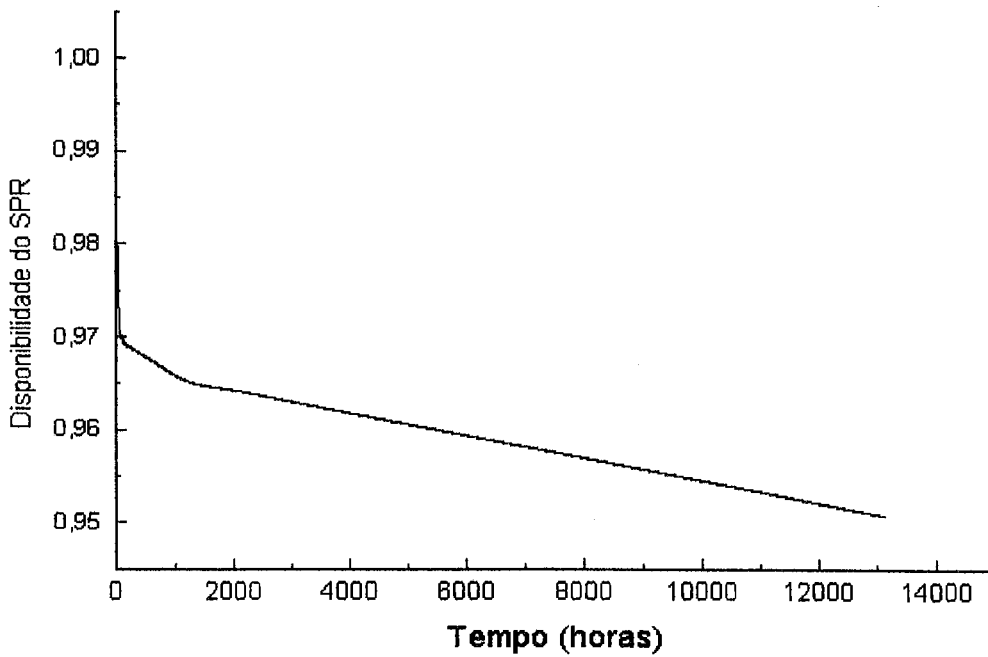


Figura (V.6) – Probabilidade do SPR estar disponível, para o caso da taxa de falha de envelhecimento de Weibull.

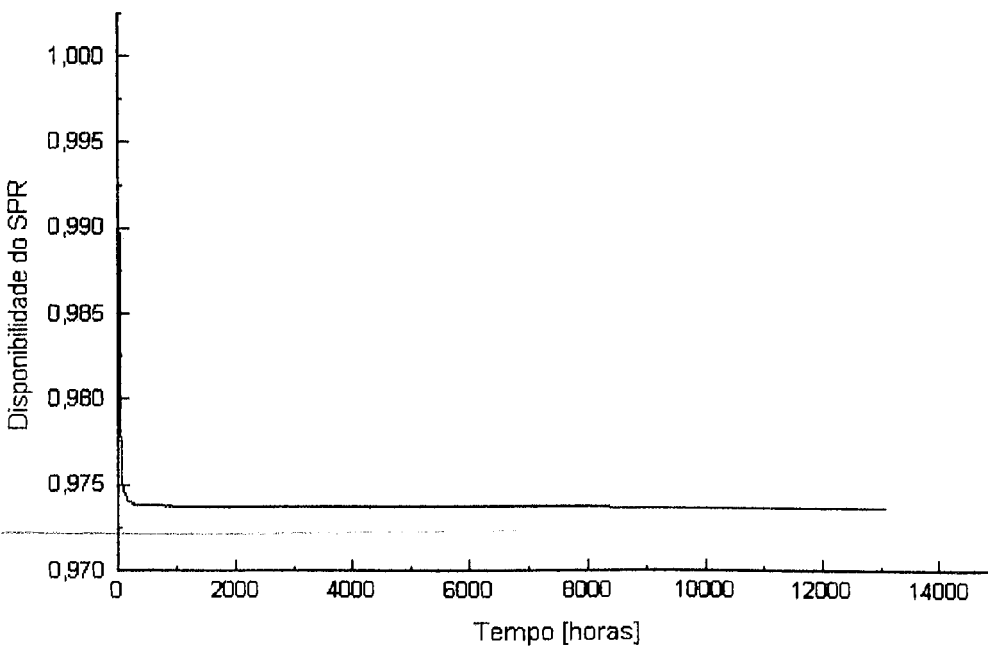


Figura (V.7) – Probabilidade do SPR estar disponível, para o caso da distribuição exponencial.

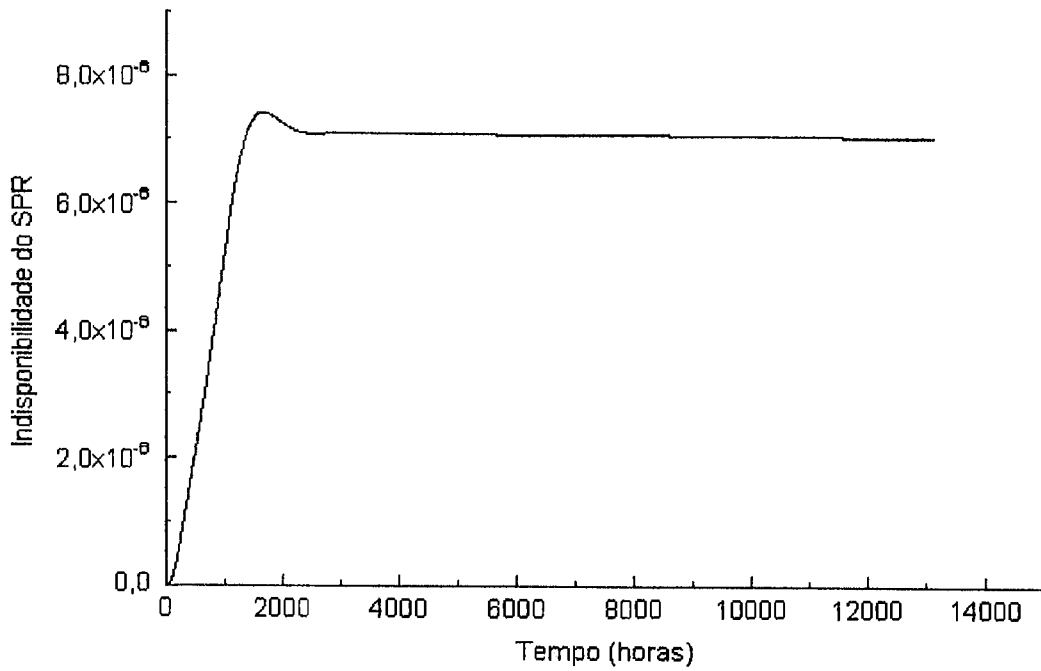


Figura (V.8) – Indisponibilidade do SPR, para o caso da taxa de falha de envelhecimento Weibull.

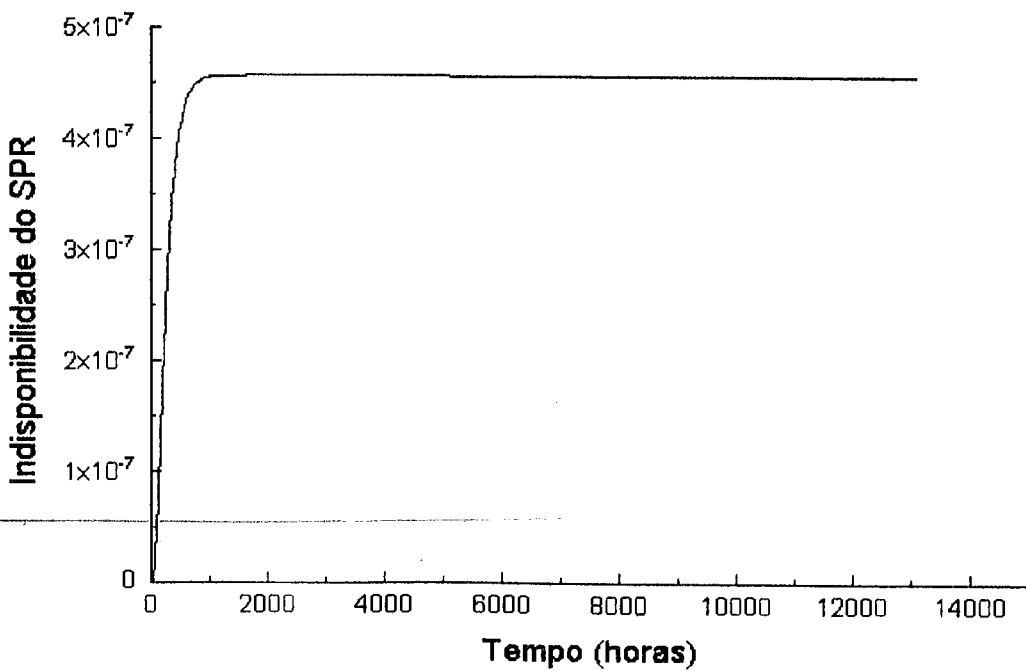


Figura (V.9) – Probabilidade do SPR estar indisponível, para o caso exponencial.

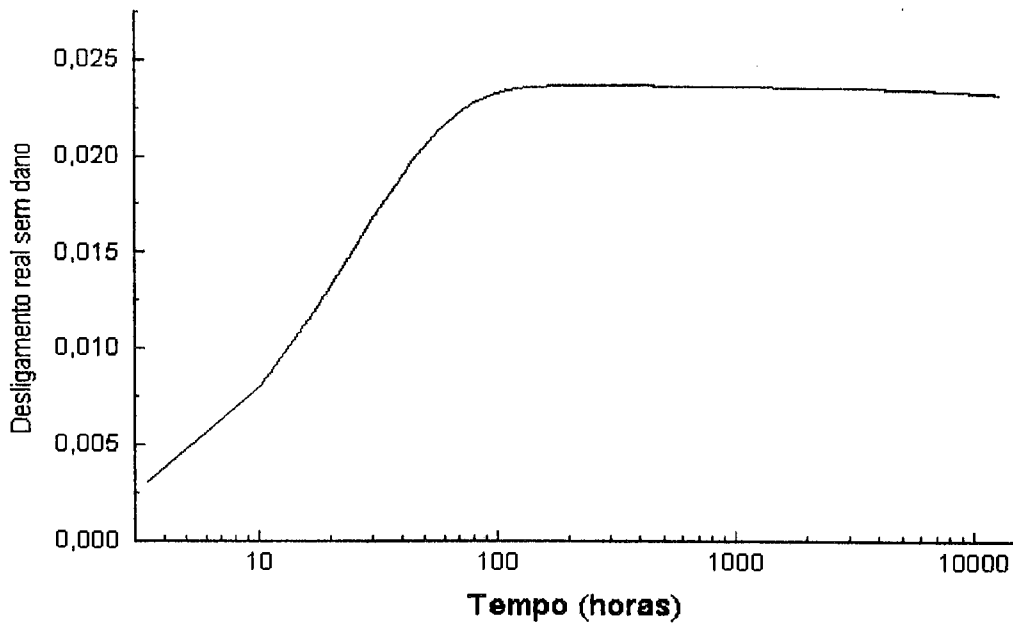


Figura (V.10) – Probabilidade de desligamento real sem dano no núcleo em decorrência de um transitório e considerando o efeito do envelhecimento Weibull.

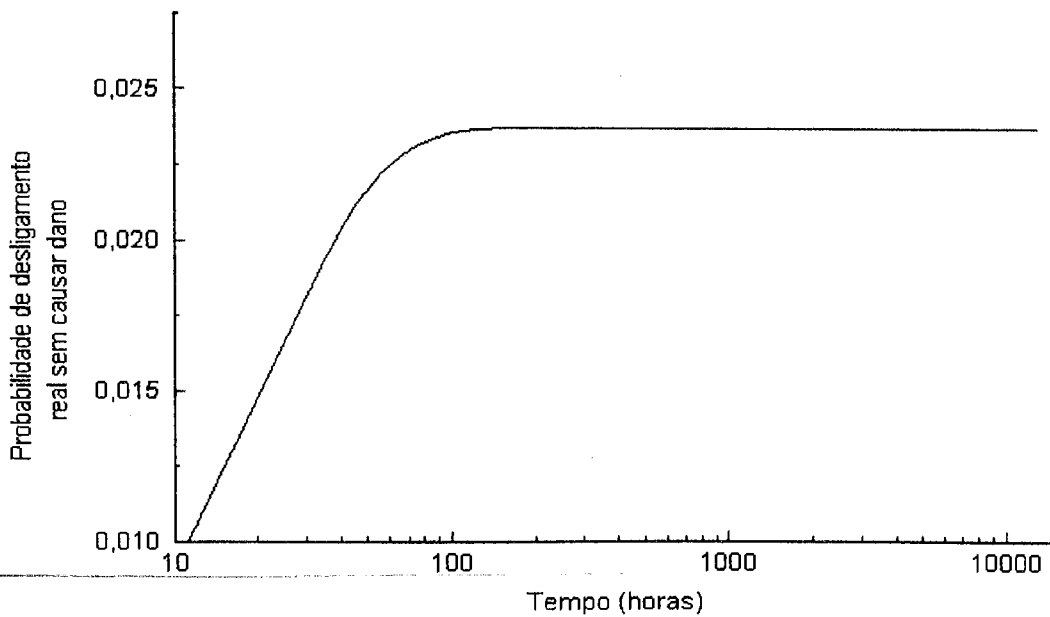


Figura (V.11) – Probabilidade desligamento da planta sem provocar dano ao núcleo, para o caso exponencial.

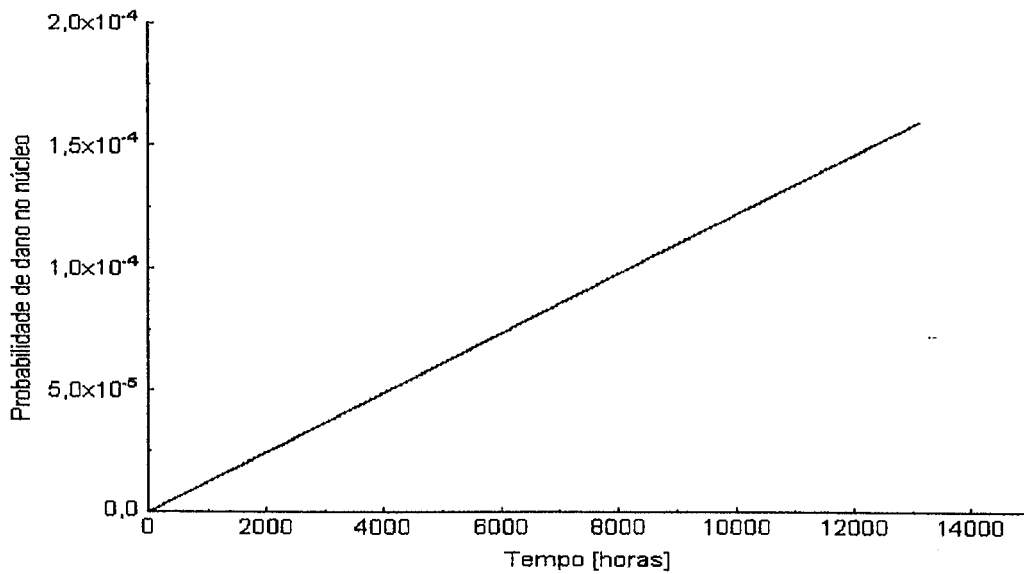


Figura (V.12) – Probabilidade de dano no núcleo em decorrência do desligamento real, para o caso da taxa de falha de envelhecimento Weibull.

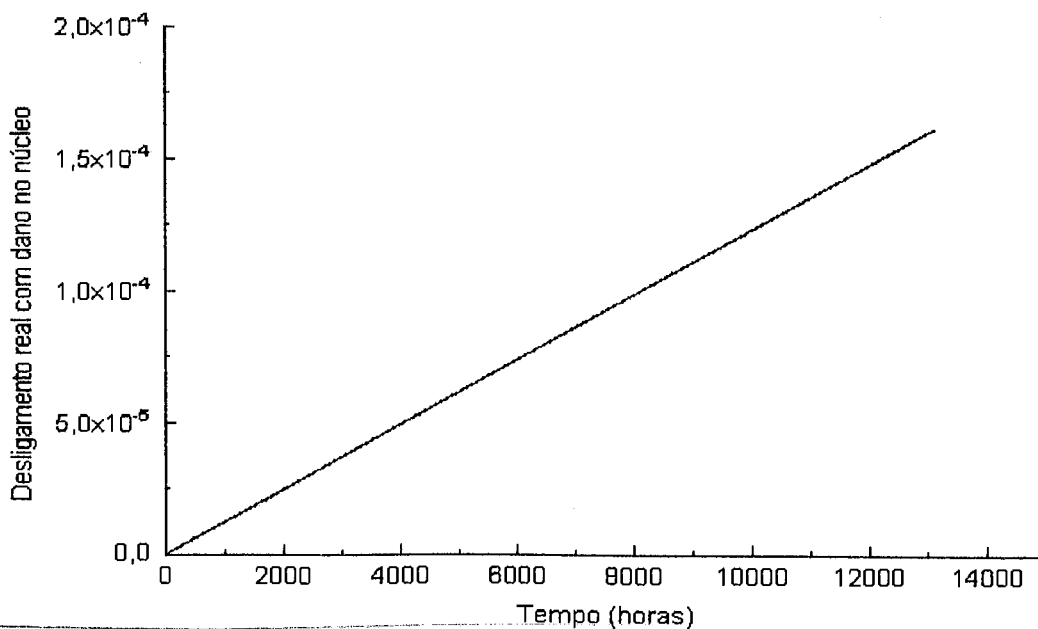


Figura (V.13) – Probabilidade de dano no núcleo em decorrência do desligamento real da planta por parte do SPR, para o caso exponencial.

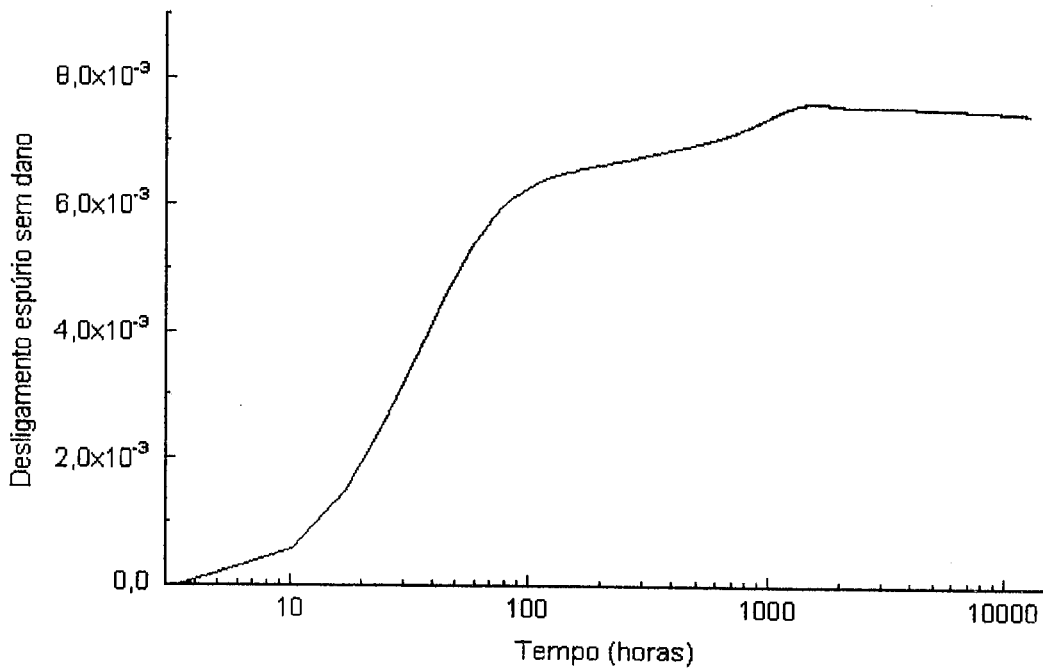


Figura (V.14) – Desligamento espúrio sem dano ao núcleo, para o caso da taxa de falha de envelhecimento Weibull.

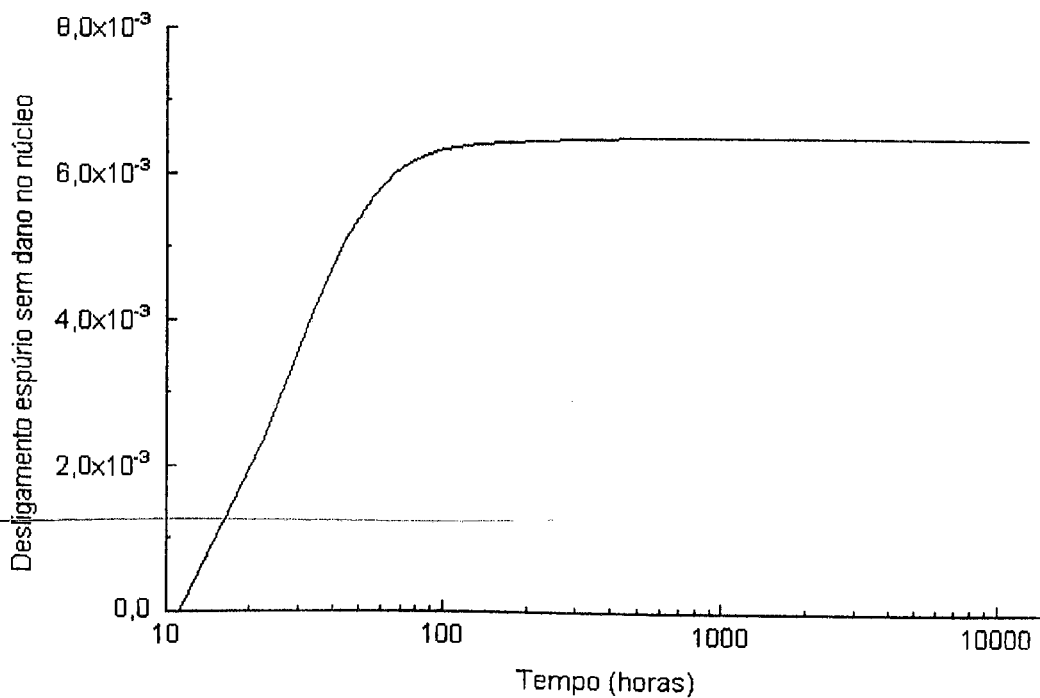


Figura (V.15) – Desligamento espúrio sem dano ao núcleo, para o caso exponencial.

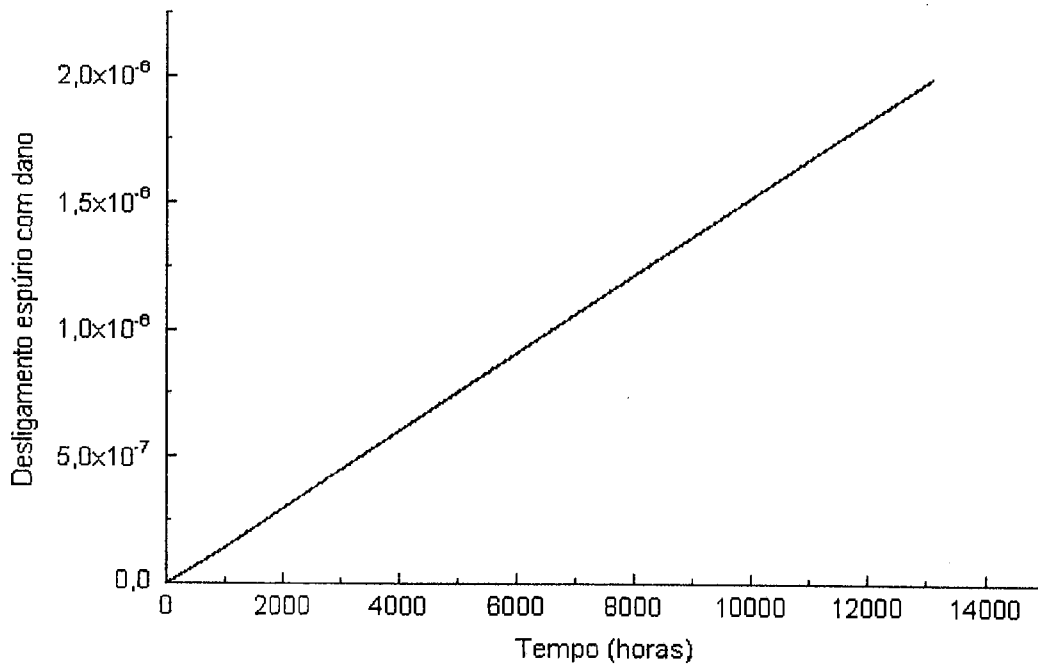


Figura (V.16) – Contribuição do desligamento espúrio para a probabilidade dano ao núcleo, para o caso da taxa de falha de envelhecimento Weibull.

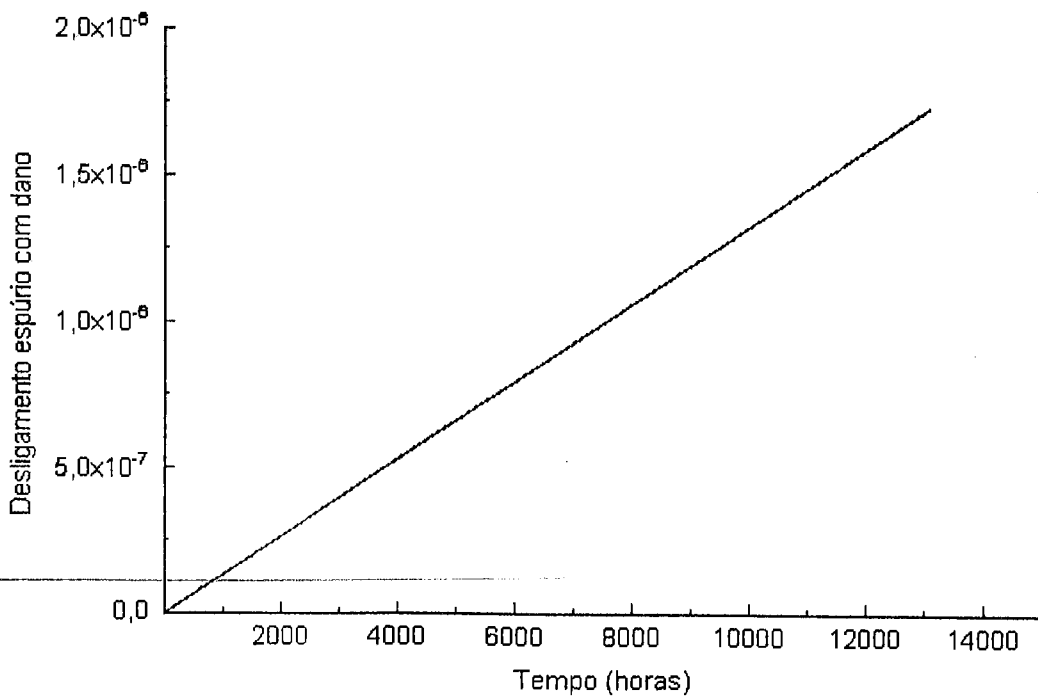


Figura (V.17) – Contribuição do desligamento espúrio para a probabilidade dano ao núcleo, para o caso exponencial, para o caso exponencial.

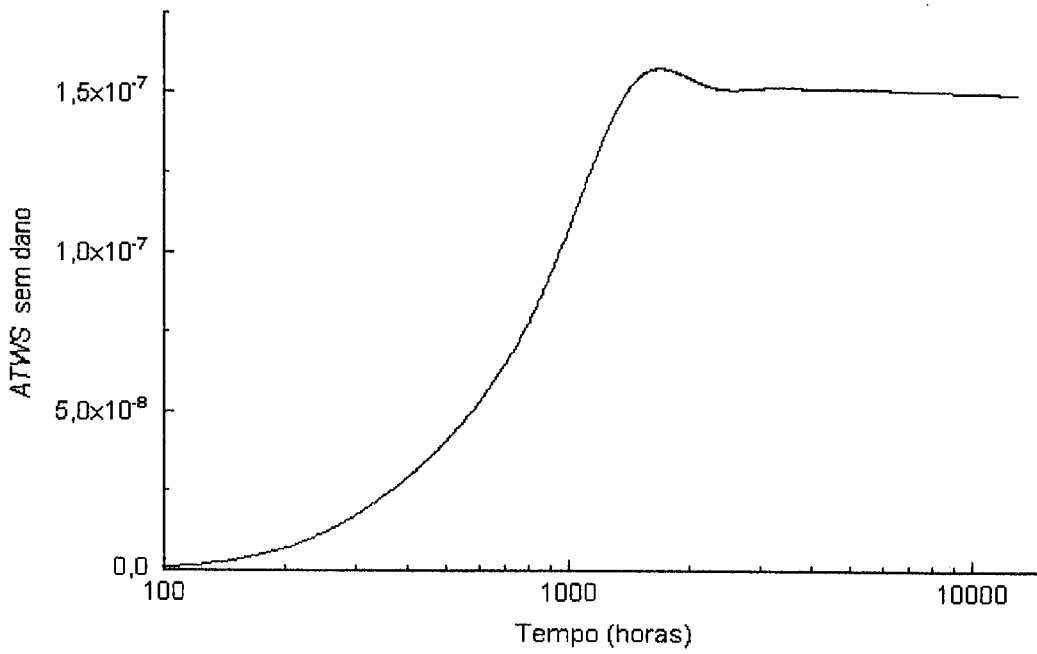


Figura (V.18) – *ATWS* sem dano ao núcleo, para o caso da taxa de falha de envelhecimento Weibull.

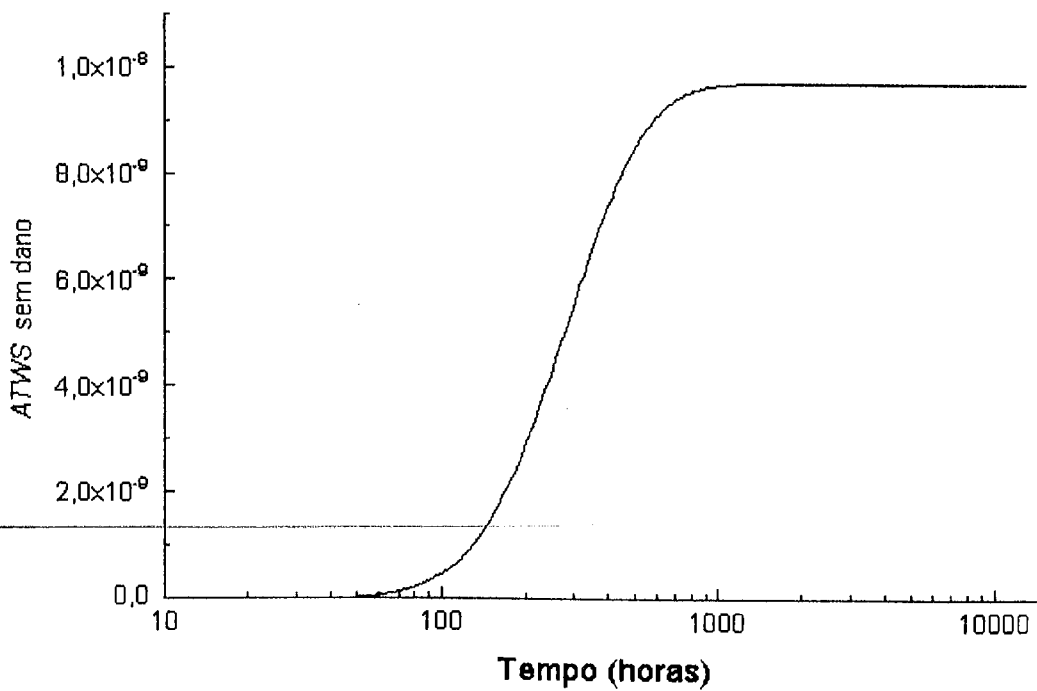


Figura (V.19) – *ATWS* sem dano ao núcleo, para o caso de taxa de falha exponencial.

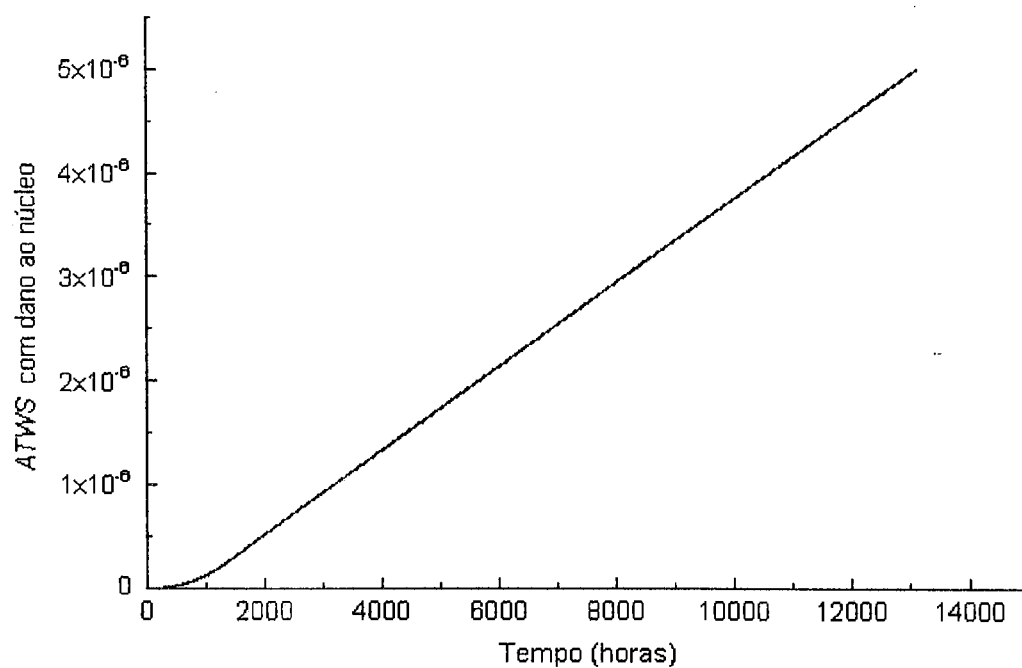


Figura (V.20) – *ATWS* com dano ao núcleo, para o caso da taxa de falha de envelhecimento Weibull.

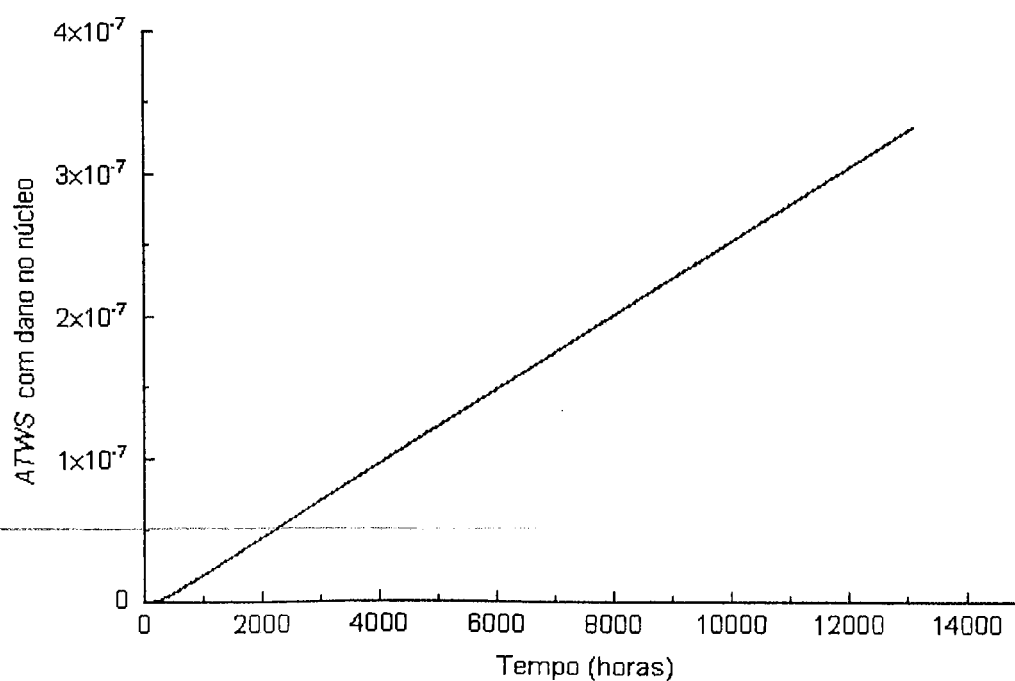


Figura (V.21) – *ATWS* com dano ao núcleo, para o caso de taxa de falha exponencial.

A frequência de acidentes utilizando o modelo de envelhecimento Weibull é de $1,21 \times 10^{-9}$ ocorrências por hora, em comparação com o resultado obtido com a utilização da exponencial que foi de $2,57 \times 10^{-10}$ ocorrências por hora, observa-se novamente que a adoção do modelo exponencial leva a uma subestimação deste parâmetro.

Tabela (V.7) - Resultados comparativos do atributo probabilidade de desligamento espúrio sem que haja dano ao núcleo considerando o efeito do envelhecimento e considerando a taxa de falha exponencial.

Tempo (horas)	Weibull	Exponencial
0	0	0
10	$5,8 \times 10^{-4}$	0
100	$6,27 \times 10^{-3}$	$2,38 \times 10^{-3}$
3000	$7,5 \times 10^{-3}$	$6,51 \times 10^{-3}$
10000	$7,5 \times 10^{-3}$	$6,51 \times 10^{-3}$

Tabela (V.8) - Resultados comparativos do atributo probabilidade de desligamento espúrio com dano ao núcleo considerando o efeito do envelhecimento e considerando a taxa de falha exponencial.

Tempo (horas)	Weibull	Exponencial
0	0	0
10	$3,19 \times 10^{-10}$	0
100	$1,14 \times 10^{-8}$	$1,14 \times 10^{-8}$
3000	$4,49 \times 10^{-7}$	$3,95 \times 10^{-7}$
10000	$1,52 \times 10^{-6}$	$1,32 \times 10^{-6}$

Foram observados os seguintes fatos nas Figs. (V.6 a V.21) com relação aos efeitos do envelhecimento:

- decréscimo significativo na disponibilidade do SPR, ver Figs. (V.6 e V.7);
- acréscimo na indisponibilidade do SPR, ver Figs. (V.8 e V.9);

- ligeiro decréscimo na probabilidade de desligamento real sem dano ao núcleo na ocorrência de um transitório previsto, ver Figs. (V.10 e V.11);
- ligeiro acréscimo na probabilidade de desligamento real sem dano ao núcleo na ocorrência de um transitório previsto, ver Figs. (V.12 e V.13);
- ligeiro decréscimo na probabilidade de desligamento espúrio com dano ao núcleo, na ocorrência de um transitório previsto, ver Figs. (V.14 e V.15) e Tabela (V.7);
- ligeiro acréscimo na probabilidade de desligamento real sem dano ao núcleo na ocorrência de um transitório previsto, ver Figs. (V.16 e V.17) e Tabela (V.8);
- decréscimo significativo da probabilidade de um *ATWS* sem dano ao núcleo, ver Figs. (V.18 e V.19);
- acréscimo significativo da probabilidade de um *ATWS* com dano ao núcleo, ver Figs. (V.20 e V.21).

Diante dos fatos acima apresentados, pode-se concluir que a adoção do modelo exponencial não permite avaliar de forma correta os parâmetros de confiabilidade necessários para que sejam tomadas as decisões corretas com relação a manutenção, testes e reparos dos componentes

CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES

O objetivo deste trabalho foi apresentar uma metodologia para análise da confiabilidade de sistemas não-markovianos, em específico para a análise da indisponibilidade do SPR e da probabilidade de dano no núcleo em decorrência dos efeitos do processo de envelhecimento sobre o sistema em questão.

A metodologia desenvolvida foi baseada no método dos estágios otimizados através dos algoritmos genéticos, metodologia esta que consiste na divisão de um estado, em que os tempos de permanência neste não seguem uma distribuição exponencial, em um conjunto de estágios, onde o tempo de permanência em cada um destes estágios segue uma distribuição exponencial. O algoritmo genético atua determinando qual o melhor modelo de combinação de estágios a ser utilizado. Portanto, este método transforma um processo não-markoviano em um markoviano equivalente.

Como discutido no Capítulo III, o método dos estágios não é um método novo, pois o mesmo foi empregado no passado na modelagem da confiabilidade em sistemas de potência, nos casos em que os tempos de ausência dos sistemas (tempos para detectar a falha, iniciar o reparo e reparar) seguiam uma distribuição que não a exponencial. Entretanto, a maneira como os modelos de combinação de estágios e de seus parâmetros identificadores são determinados, consiste em uma abordagem totalmente nova, através do processo de otimização proporcionado pelos algoritmos genéticos.

Como enfatizado no Capítulo III, optou-se por este novo tipo de abordagem, considerada de última geração, conhecida como algoritmos genéticos, com a finalidade de determinar de forma automática o modelo de combinação de estágios que melhor

representará a distribuição analisada e eliminar alguns problemas de convergência associados com a utilização do método de Newton-Raphson na determinação dos parâmetros identificadores do modelo.

Uma das principais vantagens da metodologia desenvolvida é que ela permite que uma avaliação dos atributos de confiabilidade de um sistema seja conduzida como se o comportamento do sistema seguisse um processo markoviano. Isto é, o processo dependente do tempo, no presente caso os efeitos do envelhecimento, pode ser avaliado em termos de uma progressão em estágios, que podem ser resolvidos de forma bastante rápida. Outra vantagem bastante favorável de se ter o comportamento de um sistema modelado como um processo markoviano é o manancial de ferramentas, técnicas e fundamentos teóricos disponíveis atualmente.

Para ilustrar a metodologia desenvolvida, considerou-se apenas que a taxa de falha do canal (falha na direção perigosa) estivesse sob a ação do processo de envelhecimento. Como hipótese, assumiu-se que este processo seguisse o modelo de envelhecimento de Weibull, apresentado no Capítulo 2.

Ainda, dentro deste objetivo ilustrativo, desenvolveu-se também uma análise considerando que esta taxa de falha fosse constante, fornecer dados de comparação para que se pudesse avaliar as discrepâncias nos resultados entre a utilização dos dois modelos de taxa de falha.

Como pode ser observado nas Figs.(V.12 a V.15), geradas segundo a hipótese de que a taxa de falha segue o modelo de Weibull de envelhecimento, em comparação com as Figs. (V.2, V.4 e V.5), geradas pelo modelo exponencial, observa-se um sensível aumento nos atributos calculados quando os canais estão sujeitos aos efeitos do envelhecimento.

Portanto, como inicialmente mencionado no Capítulo 1, a adoção de uma modelagem que incorpora os efeitos do envelhecimento permite obter informações críticas sobre quais componentes e sistemas deverão ser removidos e quando estas modificações deverão ser efetuadas, se a frequência atual de teste e manutenção é satisfatória. Isto é, a modelagem baseada nos efeitos do envelhecimento permite elaborar políticas de manutenções e testes mais apropriadas para atenuar estes efeitos de forma a manter um nível de segurança aceitável, fornecendo uma base segura para a extensão do seu ciclo de vida.

Portanto, como forma de tornar mais prática e útil a metodologia aqui desenvolvida recomenda-se a investigação:

- a utilização de uma restrição na função objetivo, utilizada no presente trabalho, relativa ao critério de menor número de estágios por combinação;
- a possibilidade de implementação de ferramentas que permitam a geração automática das matrizes de transição a partir do modelo de espaço de estados;
- a expansão dos resultados apresentados para que sejam consideradas as alternativas de políticas de manutenção;
- a expansão dos resultados apresentados de forma que sejam modelados os tempos de reparo, considerando que estes seguem uma distribuição lognormal, gama, etc., para permitir a elaboração de estratégias específicas para a minimização dos efeitos do envelhecimento;
- dos efeitos do envelhecimento sobre o SPR, através do método das variáveis suplementares para efeito de comparação de ambas metodologias;
- do refinamento dos resultados obtidos com a aplicação do AG, utilizando o método de Newton-Raphson.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- ADANSKI, R.S., 1991, "Evolution of Protective Systems in the Petrochemical Industry", **ISA TRANSACTIONS - The Quarterly Journal of ISA**, Vol. 30, No. 4, pp. 27-32.
- ALBIN, S.L. & CHAO, S., 1992, "Preventive Replacement in Systems with Dependent Components", **IEEE Transactions on Reliability**, Vol. 41, No. 2, June.
- ANDERSON, K., 1991, "Implementation Cost/Benefits for Fault Tolerant Systems", **ISA TRANSACTIONS - The Quarterly Journal of ISA**, Vol. 30, No. 4, pp. 107-116.
- ARENY, A., BOUISSOU, M., DUBREVIL-CHAMBARDEL, A., *et al.*, 1989, "Unavailability of protection and safeguard automatic system on protective action". In: **Proceedings of International Conference on Operability of Nuclear Systems in Normal and Adverse Environments**, Lyon, France, 18-22 Sep.
- ARLOTTO, G.A., RICHARDSON, J.E & VORA, J.P., 1988, "United States Nuclear Regulatory Commission Research Program to Understand Aging and Manage its Effects in Nuclear Power Plants". In: **Proceedings of a Symposium Safety Aspects of the Aging and Maintenance of Nuclear Power Plants**, pp. 3-21, International Atomic Energy Agency, Vienna. 29 Jun. - 3 Jul.
- ARORA, J.R., 1976a, "Reliability of a 2-Unit Standby Redundant System with Constrained Repair Time", **IEEE Transactions on Reliability**, Vol. R-25, No. 3, pp. 203-205. August.
- ARORA, J.R., 1976b, "Reliability of a 2-Unit Standby Redundant System with Finite Repair Time", **IEEE Transactions on Reliability**, Vol. R-25, No. 3, pp. 205-207. August.

- BALLARD, G. & TOMKINS, B., 1989, "Ensuring Nuclear Plant Safety", **ATOM 397**, pp. 9-16, November.
- BALLS, B.W. & COLE, S.R., 1991, "Design Principles for Safety Systems", **ISA TRANSACTIONS - The Quarterly Journal of ISA**, Vol. 30, No. 4, pp. 9 - 18.
- BALLS, B.W. & GRUHN, P., 1991, "Design Considerations for High-Risk Safety Systems", **ISA TRANSACTIONS - The Quarterly Journal of ISA**, Vol. 30, No. 4, pp. 71-78.
- BELEW, M.R., LANGLEY, D.T., TOROK, R.C., et al., 1992, "Instrumentation and control upgrade plan for Browns Ferry Nuclear Plant". In: **Proceedings of International Meeting on Fifty Years of Controlled Nuclear Chain Reaction Past, Present, and Future**, pp.371-373, Chicago, 15-20 Nov.
- BENKO, P.L. & NETO, J.M.O., 1997, "Análise de confiabilidade e segurança de sistemas digitais aplicados em proteção de reatores nucleares". In: **Proceedings of XI ENFIR/IV ENAN Joint Nuclear Conference**. Poços de Caldas, MG. Aug.
- BIER, V.M., 1991, "Issue in the estimation of ageing in event frequencies". In: **Proceedings of an International Symposium PSA'91 - Use of probabilistic safety assessment for operational safety**, pp. 337-347. 3-7 June, Vienna.
- BILLINTON, R. & ALLAN, R.N., 1983, **Reliability Evaluation of Engineering Systems: Concepts and Techniques**. New York, Plenum Press.
- BURNETT, TWT, 1969, **Reactor Protection System Diversity in Westinghouse PWR**. WCAP-7306, April.
- CLAROTTI, C.A. & MATTUCCI, A., 1980, "Safety Assessment for Computerized Nuclear Reactor Protection Systems: The Markov Approach", **Nuclear Engineering and Design**, Vol. 58, No. 3, pp. 349-358, North-Holland Publishing Company.

CNEN-NE-1.04, 1991, **Licenciamento de instalações nucleares**. Comissão Nacional de Energia Nuclear, julho

COX, D.R. & MILLER, H.D., 1965, **The Theory of Stochastic Process**, London Methuen & Co. Ltd.

COX, D.R. & SMITH, W.L., 1961, **Queues**, Methuen & Co. Ltd, London.

DEBEY, T.M., CARLSON, D.D., DUCHARME, A.R. et al. 1988, "United States Department of Energy Nuclear Power Plant Life Extension Program". In: **Proceedings of a Symposium Safety Aspects of the Aging an Maintenance of Nuclear Power Plants**, pp. 303-313. International Atomic Energy Agency, Vienna. 29 Jun. – 3 Jul.

DSN/005/79, 1979, **Informe técnico preliminar sobre el accidente de la central nuclear de Three Mile Island-2**. Santos, D.A.A, Casado, D.J.L.B., Perez, D.A.C., *et al.*, Junta de Energia Nuclear, Departamento de Seguridad Nuclear, Septiembre.

DOMBROWSKI, L.R., JOHNSON, W.H. & McCALL, R., 1991, "Separation of Interlocking and Regulatory Control in Programmable Electronic Systems", **ISA TRANSACTIONS - The Quarterly Journal of ISA**, Vol. 30, No. 4, pp. 19-25.

DUCHARME, A.R., CARLSON, D.D. & HARRISON, D.L., 1988, "United States Department of Energy Nuclear Power Plant Life Extension Program". In: **Proceedings of a Symposium Safety Aspects of the Aging an Maintenance of Nuclear Power Plants**, pp. 303-313. International Atomic Energy Agency, Vienna. 29 Jun. – 3 Jul.

DUNGLINSON, C. & LAMBERT, H. E., 1983, "Interval Reliability for Initiating and Enabling Events", **IEEE Transaction on Reliability**, Vol. R-32, No. 2, June.

FERNANDEZ-FERNANDEZ, A. & VITALE, J.M., 1988, "Envejecimiento y seguridad". In: **Proceedings of a Symposium Safety Aspects of the Aging an**

Maintenance of Nuclear Power Plants, pp. 23-28. International Atomic Energy Agency, Vienna. 29 Jun. – 3 Jul.

FREDERICKSON, T. & BECKMAN, L.V., 1991, "Comparison of Fault Tolerant Controllers used in Safety Applications", **ISA TRANSACTIONS - The Quarterly Journal of ISA**, Vol. 30, No. 4, pp. 97- 106.

FRUTUOSO E MELO, P.F.F., ALVIN, A.C.M., NORIEGA, H.C., et al., 1999, "On probability models for unavailability analysis of safety systems under aging phenomena", **Progress in Nuclear Energy**, v. 35, n.3-4, pp. 333-366.

FRUTUOSO & MELO, P.F.F., 1992, **Sobre a Aplicação de Processos Semi-Markovianos à Análise da Indisponibilidade de Sistema de Proteção do Tipo Lógica de Votação**. Tese de D.Sc., COPPE/UFRJ, dezembro, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.

FRUTUOSO & MELO, P.F.F., LIMA, J.E.P., NETTO, J.D.A., et al., 1989, "Análise de Confiabilidade de Sistemas de Proteção". In: **Anais do II Encontro Técnico sobre Engenharia de Confiabilidade - ETEC II**, Petrobrás, Rio de Janeiro, RJ

FURNAS, 1994, "Technical Specification", In: Furnas Centrais Elétricas, **Final Safety Analysis Report: Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto – Unit I**, Rev.: 26, Chapter 16, Rio de Janeiro, Br, May.

FURNAS, 1980, **Sistema de Proteção do Reator: Módulo I – Descrição do Sistema**, Rev. 01, Furnas Centrais Elétricas S.A., Diretoria Nuclear, Usina Nuclear de Angra – Unidade I, março.

FURNAS, 1976, **Sistema de Proteção do Reator. Manual de Operação, Vol. 2, Descrição de Sistemas**, DS-06, Furnas Centrais Elétricas S.A., Usina Nuclear de Angra – Unidade I, novembro.

GANGLOFF, W.C. & LOFTUS, W.D., 1971, **An Evaluation of Solid State Logic Reactor Protection in Anticipated Transients**. WCAP-7706, Westinghouse

Electric Corporation, Nuclear Energy Systems, Pittsburgh, Pennsylvania, July.

GLEASON, J.F., 1982, **The effects of aging on the performance of safety-related equipment**. In: Report NUREG/CP-0036 – Proceeding of the Whorkshop on Nuclear Power Plant Aging, pp.19-22, Nov.

GOBLE, W.E., 1991, "High Availability Systems for Safety and Performance - The "Coverage" Factor", **ISA TRANSACTIONS - The Quarterly Journal of ISA**, Vol. 30, No. 4, pp. 45-49.

GOLDBERG, D.E., 1989, **Genetic Algorithms in Search, Optimization, and Machine Learning**, Addison-Wesley Publishing Company, INC.

GRENFENSTETTE, J.J., 1984, "GENESIS: A system for using genetic search procedure. In: **Proceedings of the 1984 conference on intelligent systems and machines**, pp. 161-165.

GRUHN, P., 1991, "The Pros and Crons of Quantitative & Quantitative Analysis of Safety Systems", **ISA TRANSACTIONS - The Quarterly Journal of ISA**, Vol. 30, No. 4, pp. 79- 86.

HALL, R.E., TAYLOR, J.H. & BOCCIO, J.L., 1988, "Managing the effects of aging and reliability improvement". In: **Proceedings of a Symposium Safety Aspects of the Aging an Maintenance of Nuclear Power Plants**, pp. 165-174. International Atomic Energy Agency, Vienna. 29 Jun. – 3 Jul.

HANAUER, S.H., 1980, "T.M.I.", In: **Nuclear Power Reactor Safety Program – Lecture Notes**. Michigan Institute Technology, July 14-18.

HASSETT, T.F., DIETRICH, D.L. & SUDEROVSAKY, F., 1995, "Time-varying failure rate in the availability and Reliability analysis of repairable systems", **IEEE Transaction on Reliability**, Vol. 44, No.1, pp.155-161, March.

HELMICK, N.E., 1985, "Effective Repair Time for Periodic Component use". In:

Proceedings Annual Reliability and Maintainability Symposium 1985, pp. 135-137.

HENLEY, E.J. & KUMAMOTO, H., 1981, **Reliability Engineering and Risk Assessment**, New Jersey, Prentice-Hall.

HIRSCH, H.M., 1971, "Setting Test Intervals and Allowable Bypass Times as a Function of Protection Systems Goals", **IEEE Transactions On Nuclear Science**, Vol. NS-18, No. 1, pp. 488-494, Feb.

HOLLAND, J.H., 1975, **Adaptation in Natural and Artificial Systems**. Ann. Arbor: The University of Michigan Press..

HOLLAND, J.H., 1992, "Genetic Algorithms", **Scientific American**, July, pp. 44-50.

HSU, F., VESELY, W.E., SUBUDHI, M. *et al.*, 1992, "Applications and extensions of degradation modeling". In: **Proceedings of 19 Th. Nuclear Regulatory Commission Water Reactor Safety Information Meeting**, pp. 331-342, NUREG/CP-0119 – Vol.1, April.

HUNT, T.H. & SINHA, U.P., 1992, "The effects of aging on friction of MOVs". In: **Proceedings of the U.S. Nuclear Regulatory Commission Nineteenth Water Reactor Safety Information Meeting**, pp. 289-306, Report NUREG/CP-0119 – Vol.1, April.

IAEA-TECDOC-669, 1992, **Case study on the use of PSA methods: Assessment of technical specifications for the reactor protection system instrumentation**. International Atomic Energy Agency, Vienna, October.

IAEA-TECDOC-590, 1991, **Case Study on the use of PSA Methods: Determining Safety Importance of Systems and Components at Nuclear Power Plants**. International Atomic Energy Agency, Vienna, April.

IAEA-TECDOC-547, 1990, **The use of probabilistic safety assessment in the**

relicensing of Nuclear Power Plants for extended lifetimes. International Atomic Energy Agency, Vienna, April.

IAEA-TECDOC-540, 1990, **Safety aspects of nuclear power plant aging.** International Atomic Energy Agency, Vienna.

JACOBS, I.M., 1968, "Reliability of Engineered Safety Features as a Function of Testing Frequency", **Nuclear Safety**, Vol. 9, No. 4, Jul-Aug.

JACOBS, P.T., 1987, **An interim assessment of reactor protection system aging.** In: Report NUREG/CP-0082, Vol.3. Proceedings of the U.S. Nuclear Regulatory Commission Fourteenth Water Reactor Safety Information Meeting, Vol.3, pp.351-367, Feb.

JACOBS, P.T., 1986, **Aging. Systems interaction studies: In-depth engineering studies of selected systems.** EEG-M-13986, Idaho National Engineering Laboratory, p. 4, Oct.

KATZ, D.N., 1971a, **Solid State Logic Protection System description.** WCAP-7672, Westinghouse Electric Corporation, Nuclear Energy Systems, Pittsburgh, Pennsylvania, June.

KATZ, D.N., 1971b, **Solid State Logic Protection System description.** WCAP-7488-L, Westinghouse Electric Corporation, Nuclear Energy Systems, Pittsburgh, Pennsylvania, January.

KEMENY, J.G., BABBITT, B., HAGGERTY, P.E., *et al.*, 1979, **Report of the president's commission on the accident at Three Mile Island.** Washington, D.C. October.

KLETZ, T.A., 1985, "Eliminating Potential Process Hazards", **Chem. Engineering**, Vol. 92, No. 7, pp.48-68.

LEES, F.P., 1982, "A General Relation for the Reliability of A Single-Channel Trip

System", **Reliability Engineering**, Vol. 3, No.1, pp. 1-12.

MACDONALD, P.F., SATTERWHITE, D.G., MEALE, B.M. et al., 1988, "An aging failure survey of light water reactor safety systems and components". In: **Proceedings of a Symposium Safety Aspects of the Aging and Maintenance of Nuclear Power Plants**, pp. 29-45, International Atomic Energy Agency, Vienna, 29 Jun. - 3 Jul.

MAUNEY, D.A. & SCHIMIDT, M.E.G., 1997, "Fully quantitative predictive maintenance/inspection planning optimization for chemical process plant components", **Process Safety Progress**, v.16, n.4, pp.262-268.

MCCORMICK, N.J., 1981, **Reliability and Risk Analysis, Methods and Nuclear Power Applications**, Academic Press, New York.

METTLER, G. P., 1985, "One more time, when is "T" really equal to zero?". In: **Proceedings Annual Reliability and Maintainability Symposium**, IEE 1985, pp. 120 - 124.

MEYER, L.C., 1988a, "Nuclear Plant Aging Research on the High Pressure Injection System". In: **Proceedings of American Nuclear Society Topical Meeting on Nuclear Power Plant Life Extension**, pp.325-331, 31 Jul. - 3 Aug.

MEYER, L.C., 1988b, **Nuclear Plant Aging Research on Reactor Protection Systems**. NUREG/CR-4740, Division of Engineering, Office of Nuclear Regulatory Research, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C. Jan.

MEYER, L.C., 1986, **Review of Operating Experience on Reactor Trip Systems, Idaho National Engineering Laboratory**. In: Report EEG-M 042286, International ANS/ENS Topical Meeting on Operability of Nuclear Power Systems in Normal and Adverse Environments, 8p., Albuquerque, NM (USA), Sept 29 - Oct 3.

- MICHELSEN, O., 1998, "Use of reliability technology in the process industry", **Reliability Engineering & Safety System**, Vol. 60, pp. 179-181.
- MISHIMA, Y., 1988, "Light water reactor power plant life extension program in Japan". In: **Proceedings of a Symposium Safety Aspects of the Aging and Maintenance of Nuclear Power Plants**, pp. 289-294, International Atomic Energy Agency, Vienna, 29 Jun. - 3 Jul.
- MONTGOMERY, D.C. & RUNGER, G.C., 1994, **Applied Statistics and Probability for Engineers**, John Wiley & Sons, Inc., New York.
- MUTH, E.J., 1980, "Memory as a property of probability distributions", **IEEE Transactions of Reliability**, v. R-29, n.2, pp. 160-165, June.
- MUTH, E. J., 1968, "A Method for Predicting System Downtime", **IEEE International Convention Record**, Vol. 15, Components, Production and Reliability, pp. 18-23. verificar refer.
- MUTH, E. J., 1965, "Reliability of a System having Standby Spare Multiple-Repair Capability", **IEEE International Convention Record**, Vol. 13, Part 10, Components, Production and Reliability, pp. 9-15.
- NRC-RLR, 2001, **Reactor License Renewal**. Disponível na INTERNET via [www.url:http://www.nrc.gov/OPA/gmo/tip/fslicrenewal.html](http://www.nrc.gov/OPA/gmo/tip/fslicrenewal.html). Arquivo consultado em 11/01/2001.
- NUNES, M.E.C., PEREIRA, C.M.N.A. e FRUTUOSO & MELO, P.F.F., 2000a, "Systems reliability by the Devise of Stages optimized through genetic algorithms" In: **Proceedings of XII ENFIR/V ENAN Joint Nuclear Conference**, Rio de Janeiro, R.J. October.
- NUNES, M.E.C., PEREIRA, C.M.N.A. e FRUTUOSO & MELO, P.F.F., 2000b, "Optimization of the Devise of Stages through genetic algorithms for non-markovian systems reliability evaluation: na application to nuclear safety

- systems". In: **Proceedings of Fourth International FLINS Conference on Intelligent Techniques a Computing in Nuclear Science and Engineering – FLINS 2000**, Bruges, Belgium. August.
- NUNES, M.E.C., NORIEGA, H.C., & FRUTUOSO & MELO, P.F.F., 1997, "Weibull Aging Models for the Single Protective Channel Unavailability Analysis by the Devise of Stages". In: **Proceedings of XI ENFIR/IV ENAN Joint Nuclear Conference**, Poços de Caldas, MG.
- NUNES, M.E.C., ALVES, M.B., & FRUTUOSO & MELO, P.F.F., 1995a, "Accident Rate Evaluation of a Single Protective Channel with Gamma-Distributed Downtimes by the Device of Stages". In: **Proceedings of X ENFIR/III ENAN Joint Nuclear Conference**, Águas de Lindóia, SP.
- NUNES, M.E.C., NETTO, J.D.A., & FRUTUOSO & MELO, P.F.F., 1995b, "Reliability of a Protective Channel With Lognormal Downtimes by Device of Stages". In: **Transactions of the 13th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SmiRT 13)**, pp.707-712, Porto Alegre, RS.
- NUNES, M.E.C., 1995, **Utilização do Método de Estágios na Análise da Indisponibilidade de um Canal de Proteção**, Tese de M.Sc., COPPE/UFRJ, fevereiro, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.
- NUNES, M.E.C., NETTO, J.D.A., & FRUTUOSO & MELO, P.F.F., 1994, "Utilização do Método dos Estágios na Análise da Indisponibilidade de um Canal de Proteção com Tempos de Reparo Não-Exponenciais". In: **Anais do V Congresso Geral de Energia Nuclear**, pp.707-712, ABEN, Rio de Janeiro, agosto.
- OELKERS, E. & WEAVER, W.W., 1978, "The impact of aging mechanisms on reactor safety systems performance", **Nuclear Science and Engineering**, Vol.68, pp. 299-307.
- OLIVEIRA, E.A., ALVIM, A.C.M. e FRUTUOSO E MELO, P.F.F., 1997, "A queueing model for reliability analysis of a system considering its age as a

supplementary variable". In: **Proceedings of XI ENFIR/IV ENAN Joint Nuclear Conference**, Poços de Caldas, M.G.

OLIVEIRA, L.F.S. & NETTO, J.D.A., 1987, "Influence of Demand Rate and Repair Rate on Reliability of a Single-Channel Protective System", **Reliability Engineering**, Vol. 17, pp. 267-276, Applied Science Publishers Ltd.

OLIVEIRA.L.F., YOUNGBLOOD, R. & FRUTUOSO E MELO, P. F., 1990, "Hazard Rate of a Plant Equipped with a Two-Channel Protective System Subject to a High demand Rate", **Reliability Engineering and System Safety**, Vol 28, No. 1, pp 35-58.

PAPAZOGLU, I.A., 1988, "Probabilistic Evaluation of Surveillance and Out of Service Times for the Reactor Protection Instrumentation system", **Reliability Engineering**, pp. 463-485, A.Amendola and A. Saiz de Bustamante,.

PAPAZOGLU, I.A. & GYFTOPOULOS, E.P., 1978, **Markovian Reliability Analysis Under Uncertainty with an Application on the Shutdown System of the Clinch River Breeder Reactor**. NUREG/CR-0405, BNL-NUREG-508644. U.S. Nuclear Regulatory Commission. Offices of Nuclear Reactor Regulation and Nuclear regulatory Research, Washington, D.C. September.

PAQUES, J.J., 1991, "The Elements of Safety for Using Programmable Controllers", **ISA TRANSACTIONS - The Quarterly Journal of ISA**, Vol. 30, No. 4, pp. 67-70.

PINHO, M.O., NORIEGA, H.C., ALVIM, A.C.M., et al., 1999, "Availability of a component subject to an erlangian failure model under wearout by supplementary variables", **J. of the Braz. Soc. Mechanical Sciences**, v.XXI, n.1, pp. 109-122.

PREISCHL, W.H. & REICHART, G., 1991, **Characteristics of protective instrumentation and control**. In: IAEA – Interregional training course on Instrumentation and Control of Nuclear Power Plants, Center for Advanced Technological and Environmental Training (FTU), Karlsruhe Nuclear Research

Center (KFK), Germany.

RAMAKUMAR, R., 1993, **Engineering Reliability: Fundamentals and Applications**. Englewood Cliffs, New Jersey, Prentice- Hall, Inc..

REINERTSEN, R., 1996, "Residual life of technical systems; diagnosis, prediction and life extension", **Reliability Engineering Systems Safety**, Vol. 54, pp. 23-34, Elsevier Science Limited.

SALDANHA, P.L.C., 1995, **Aplicação do processo nãohomogêneo de Poisson à análise de confiabilidade das bombas de água de serviço de uma usina nuclear**. Tese M.Sc., COPPE/UFRJ, Programa de engenharia Nuclear, dezembro.

SAMANTA, P.K., VESELY, W.E., HSU, F. et al., 1991a, "Degradation modeling with application to aging and maintenance effectiveness evaluations". In: **Proceedings of the U.S. Nuclear Regulatory Commission Eighteenth Water Reactor Safety Information Meeting**, Vol.3, pp.317-336, NUREG/CP-0114 – Vol. 3, April.

SAMANTA, P.K., VESELY, W.E., HSU, F. & SUBUDHI, M., 1991b, **Analyses of component degradation to evaluate maintenance effectiveness and aging effects**. BNL-NUREG-46443, 9 p. Brookhaven National Laboratory, Upton, New York, D.C.

SANZO, D., KVAN, P., APOSTOLAKIS, G., et al., 1994, **Survey and evaluation of aging rise assessment methods and applications**. NUREG/CR-6157, Division of Safety Issue Resolution, Office of Nuclear Regulatory Research, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C., Nov.

SHOOMAN, M.L., 1990, **Probabilistic reliability: an engineering approach**. 2 ed., Malabar, Florida, Robert E. Krieger Publishing Company.

SIGNORET, J.P., 1979, "Availability of periodically tested systems". In: **Proceedings of the 2nd National Reliability Conference**, 8p. Birmingham, UK, 28 – 30

March.

SINGH, C. & BILLINTON, R., 1977, **System Reliability Modelling and Evaluation**. London, UK, Hutchinson & Co. Publishers.

SINGH, C., BILLINTON, R. & LEE, S. Y., 1977, "The method of Stages for Non-Markov Models", **IEEE Transactions on Reliability**, Vol. R26, No. 2, pp.135-137, June.

SINGH, C., BILLINTON, R. & LEE, S.Y., 1973, "Reliability Modeling Using the Device of Stages", **PICA Proceedings**, pp. 22-30.

SINGH, C.& BILLINTON, R., 1972, "Reliability Modelling in System with Non-Exponential Down Time Distribution", **IEEE Transaction PAS-90**, pp. 790 - 800.

SMITH, S.E., 1991a, "Fault Coverage in Plant Protection Systems", **ISA TRANSACTIONS - The Quarterly Journal of ISA**, Vol. 30, No. 4, pp. 51- 66.

SMITH, S.E., 1991b, "Triple Redundant Fault Tolerance: A Hardware-Implemented Approach", **ISA TRANSACTIONS - The Quarterly Journal of ISA**, Vol. 30, No. 4, pp. 87- 95.

SOONG, T.T., 1981, **Probabilistic Modelling and Analysis in Science and Engineering**. New York , John Willey & Sons.

STOCK, D., VESELY, U., SAMANTA, P.K., et al., 1994, **Development and application of degradation modeling to define maintenance practices**. NUREG/CR-5967, BNL-NUREG-52353, Brookhaven National Laboratory, Upton, NY, Dec.

STOCK, D., VESELY, U. & SAMANTA, P.K., 1993, **Modeling the degradation of nuclear components**. BNL-NUREG-49671, 3 p. Brookhaven National Laboratory, Upton, NY, Dec.

TRIPP, R.P. & HUBBY, R.N., 1991, "Implementation of a fault tolerant distributed control system", **ISA TRANSACTIONS –The Quarterly Journal of ISA**, v.30, n.4, pp.33-43.

USCFR, 1996, "Requirements for renewal of operating licenses for nuclear power plants". In: **Title 10 part 54 of U.S. Code Federal Regulations**, The Office of the Federal Register National Archives and Records Administration, Washington, January.

VESELY, W.E., 1992, **Approaches for age-dependent probabilistic safety assessments with emphasis on prioritization and sensitivity studies**. NUREG/CR-5587, Systems and Reliability Research, Office of Nuclear Regulatory Research, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C.

VESELY, W.E. & HASSAN, M., 1991a, "Developments in risk evaluation of aging". In: **Proceedings of Eighteenth Water Reactor Safety Information Meeting. Pressure Vessel Integrity piping and NDE, Aging and Components**, NUREG/CP-0114, Vol.3, pp.297-316, Apr.

VESELY, W.E. & HASSAN, M., 1991b, "Calculations of core damage frequency increase due to aging under a given maintenance programme". In: **Proceedings of PSA'91 – Use of probabilistic safety assessment for operational safety – Proceedings of an International Symposium**, pp. 327-335. 3-7 June, Vienna.

VESELY, W.E. & VORA, J.P., 1988, "Quantitative relationships between aging failure data and risk". In: **Proceedings of a Symposium Safety Aspects of the Aging and Maintenance of Nuclear Power Plants**, pp. 57-75. International Atomic Energy Agency, Vienna. 29 Jun. – 3 Jul.

WASH-1400, 1975, **Reactor Safety Study – An assessment of accident risk in U.S. Commercial Nuclear Power Plants**, WASH-1400 (NUREG-75/014), U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C.

APLICAÇÃO DO MÉTODO DE DIFERENÇAS FINITAS NA RESOLUÇÃO DAS EQUAÇÕES DE ESTADO

A obtenção das probabilidades do canal estar em qualquer um dos estados da Fig.(IV.4), onde o estado 1, representa o canal funcional, 2, o estado de falha não revelada, 3, estado de reparo, é apresentada em detalhes a seguir.

A partir da matriz das taxas de transição, A , definida por:

$$A = \begin{vmatrix} -(\lambda_C + \lambda_S + T_1 - T_1 * T_{P1}) & (\lambda_C + T_1 * T_{E1}) & (\lambda_S + T_1 * T_{D1}) \\ (T_2 * T_{P2}) & -(T_2 - T_2 * T_{P2}) & (T_2 * T_{D2}) \\ \mu & 0 & -\mu \end{vmatrix} \quad (A.1)$$

podemos escrever a equação diferencial que governa o comportamento estocástico do sistema:

$$\frac{dp(t)}{dt} = p(t)A \quad (A.2)$$

A solução da Eq.(A.2) é dada por:

$$p(t) = p(t=0)e^{At} \quad (A.3)$$

onde e^{At} é denominada matriz exponencial McCORMICK (1981).

Para que um processo seja markoviano, a probabilidade de transição de um estado s_i para um estado s_j , durante o intervalo de tempo $(t, t+\Delta t)$, dado que em t o sistema se encontrava em s_i , depende somente dos estados s_i e s_j e não da trajetória seguida pelo sistema para atingir o estado s_j em t :

$$\begin{aligned} \Pr[s_j(t+\Delta t)|s_i(t), s_k(t-\tau_1), \dots] &= \Pr[s_j(t+\Delta t)|s_i(t)] \\ &= \phi_{ij}(t+\Delta t, t) \end{aligned} \quad (\text{A.4})$$

Se o processo markoviano for homogêneo, então:

$$\phi_{ij}(t+\Delta t, t) = \phi_{ij}(\Delta t), \quad (\text{A.5})$$

ou seja, a probabilidade de ocorrência da transição do estado i para o estado j em um intervalo de tempo de duração Δt só dependerá da duração do intervalo.

O intervalo de duração Δt será sempre pequeno o suficiente para que a probabilidade de ocorrência de dois ou mais eventos seja desprezível.

Assim, pode-se escrever:

$$p(t+\Delta t) = p(t)\Phi(\Delta t) \quad (\text{A.6})$$

cuja interpretação para o diagrama da Fig.(IV.4) é dado na equação abaixo:

$$\begin{pmatrix} p_1(t+\Delta t) \\ p_2(t+\Delta t) \\ p_3(t+\Delta t) \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} p_1(t) & p_2(t) & p_3(t) \end{pmatrix} \begin{pmatrix} \phi_{11} & \phi_{12} & \phi_{13} \\ \phi_{21} & \phi_{22} & \phi_{23} \\ \phi_{31} & \phi_{32} & \phi_{33} \end{pmatrix} \quad (\text{A.7})$$

Assume-se que o sistema estava funcionando em $t = 0$, isto é, $P_1(0) = 1$, $P_2(0) = P_3(0) = 0$. Portanto, para se conhecer a probabilidade do canal se encontrar em cada um dos estados da Fig.(IV.4), em um intervalo de tempo qualquer, após o início de sua operação, utiliza-se a Eq.(A.8), onde a probabilidade do canal estar no estado 3 é dada pela soma das probabilidades de estar em cada estágio.

$$P(k\Delta t) = P_0 \Phi^k(\Delta t) \quad (\text{A.8})$$

A Eq.(A.8) permite resolver numericamente a Eq.(A.5), considerando incrementos temporais Δt adequadamente pequenos, de forma a não violar a hipótese markoviana de ser desprezível a probabilidade de ocorrência de mais de uma transição neste intervalo.

Considerando o diagrama de transição de estado apresentado pela Fig.(IV.4), a matriz $\Phi(\Delta t)$ das probabilidades de transição será dada por:

$$\phi(\Delta t) = \begin{vmatrix} 1 - (\lambda_C + \lambda_S + T_1 - T_1 * T_{P1}) * \Delta t & (\lambda_C + T_1 * T_{E1}) * \Delta t & (\lambda_S + T_1 * T_{D1}) * \Delta t \\ (T_2 * T_{P2}) * \Delta t & 1 - (T_2 - T_2 * T_{P2}) * \Delta t & (T_2 * T_{D2}) * \Delta t \\ \mu \Delta t & 0 & 1 - \mu \Delta t \end{vmatrix} \quad (\text{A.9})$$

A escolha apropriada de um passo Δt é efetuada conforme proposição de PAPAZOGLU & GYFTOPOULOS (1978). Sejam α_{ij} , $i = j$, os elementos da diagonal principal da matriz das taxas de transições dada pela Eq. (A.1) definida para o problema em consideração, e seja:

$$S_i = -\alpha_{ii} \quad ; \quad i = \overline{1,3} \quad (\text{A.10}),$$

e

$$s = \max(S_i) \quad (\text{A.11})$$

Portanto, o passo a ser escolhido deverá obedecer, a menos de um ϵ , a Eq.(A.12) abaixo:

$$e^{-s\Delta t} \cong 1 - \Delta t \quad (\text{A.12})$$

desde que:

$$\Delta t < 1/\min(s_i) \quad (\text{A.13})$$

No apêndice B, faz-se uma breve apresentação dos programas desenvolvidos para efetuar a análise de confiabilidade do SPR, utilizando o método de diferenças finitas, aqui apresentado, nas resoluções das equações de estado do sistema

PROGRAMA DESENVOLVIDO PARA A ANÁLISE DA CONFIABILIDADE DE SISTEMAS MARKOVIANOS

Este apêndice contém uma descrição resumida dos programas desenvolvidos em linguagem FORTRAN para a resolução das equações de estado geradas pelos modelos markoviano e o markoviano equivalente obtido com a utilização do método dos estágios, respectivamente CAFAEX_TESTE_3CH e CAFAWE_TESTE3_4CH, conforme Fig.(B.1).

Os dois programas utilizam os dados da Tabela (V.1) e geram a matriz de probabilidade de transição (Eq. (A.12) para apenas um canal) a partir da matriz dos coeficientes (Eq. (A.1) para apenas um canal) obtida a partir do modelo de espaço de estado Figs. (IV.5 a IV.8) ou a partir do modelo de espaço de estado gerado pela substituição dos estado de 1 a 7 nas Figs. (IV.5 a IV.8) pelo modelo de combinação de estado escolhido no item V.4.

Após a obtenção da matriz de probabilidade $\phi(\Delta t)$ (Apêndice A), o programa segue calculando as probabilidades do sistema estar em qualquer um dos estados do modelo de espaço de estados, efetuando a multiplicação dada pela Eq. (A.6) para o número de etapas necessárias k , onde k é obtido a partir do intervalo de avaliação e do tamanho do passo de tempo Δt , Eq. (A.13).

Terminado o cálculo de $P(n)$, o programa segue calculando os atributos de confiabilidade, tais como: a disponibilidade do SPR, frequência de ocorrência de acidentes, e para o modelo completo Figs. (IV.5 a IV.8), cálculo da probabilidade de dano ao núcleo.

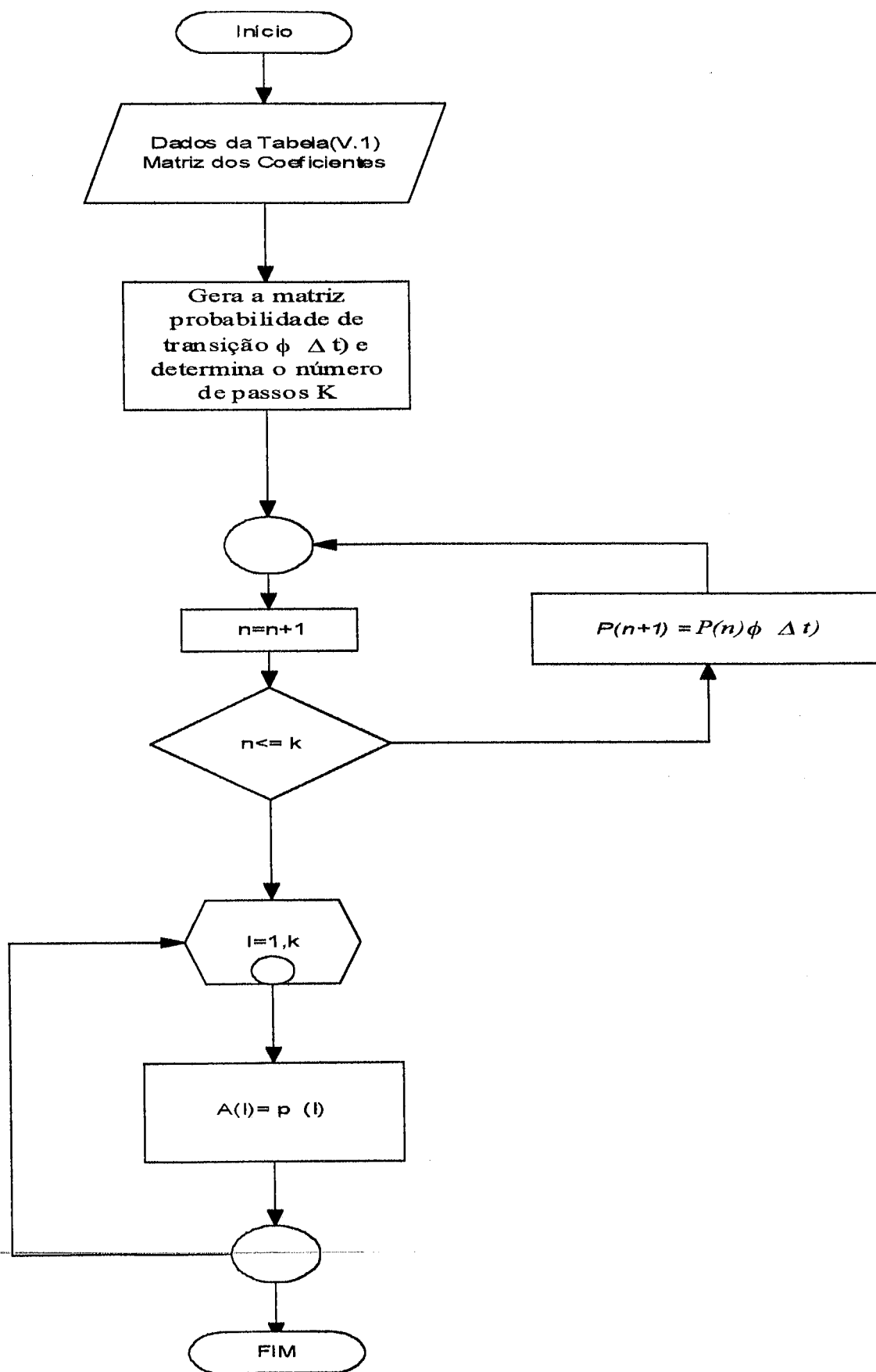


Figura (A.1) – Fluxograma simplificado dos Programas CAFAEX_TESTE_4CH e CAFAWE_TESTE3_4CH.

MODELOS DE TAXA DE FALHA DE ENVELHECIMENTO

No contexto da representação dos tempos de falhas na região de envelhecimentos, os modelos largamente empregados são Weibull, lognormal, normal, Rayleigh e distribuição de valores extremos (SANZO *et al.*, 1994, RAMAKUMAR, 1993 e SHOOMAN, 1990).

C.1 – MODELO DE TAXA DE FALHA CONSTANTE

A distribuição exponencial é utilizada em grande escala em análise de confiabilidade de sistemas e em estudos e trabalhos de APS, SANZO *et al.* (1994), porque, durante o seu respectivo período de vida útil, muitos componentes exibem uma taxa de falha constante. Esta taxa constante implica em que as ocorrências das falhas sejam puramente aleatórias e de que não existam deteriorações da integridade ou da capacidade dos componentes com o tempo, RAMAKUMAR (1993). O modelo exponencial é bastante simples e sua função densidade de probabilidade é dada por:

$$f(t) = \lambda e^{-\lambda t} \tag{C.1}$$

onde, λ , é a taxa de falha e a função distribuição dos tempos de falhas (função cumulativa):

$$F(t) = \int_0^t \lambda e^{-\lambda t} dt = -e^{-\lambda t} \Big|_0^t = 1 - e^{-\lambda t} \quad (C.2)$$

A função taxa de transição ou taxa de falha, é dada por:

$$\lambda(t) = \frac{\lambda e^{-\lambda t}}{e^{-\lambda t}} = \lambda, \lambda = cte \quad (C.3)$$

Este modelo é conhecido como modelo de taxa de falha constante (TFC) e, portanto, não indica a ocorrência de nenhuma deterioração ou melhora nos dispositivos com o tempo.

C.2 – MODELO DE TAXA DE FALHA DE ENVELHECIMENTO GAMA

Uma variável aleatória com uma função densidade de probabilidade(fdp) dada pela

$$f_x(x) = \frac{\lambda^r x^{r-1} e^{-\lambda x}}{\Gamma(r)}, x > 0 \quad (C.4)$$

possui uma distribuição gama com parâmetros $\lambda > 0$ e $r > 0$, (MONTGOMERY & RUNGER, 1994, McCORMICK, 1981 e SOONG, 1981), onde $\Gamma(r)$ é a função gama, extensamente tabelada, e dada por:

$$\Gamma(r) = \int_0^{\infty} u^{r-1} e^{-u} du \quad (C.5)$$

Utilizando a integração por partes obtém-se o seguinte resultado:

$$\Gamma(r) = (r-1)\Gamma(r-1) \quad (C.6)$$

A função geratriz de momentos para a distribuição gama é

$$m_n = \frac{1}{\lambda^n} \prod_{k=1}^n (r + k - 1) \quad (\text{C.7})$$

Este modelo é bastante versátil, pois variando os valores de λ e r , respectivamente os parâmetros de escala e de forma, pode-se obter uma ampla variedade de forma da função densidade gama (fdp), Fig.(C.1).

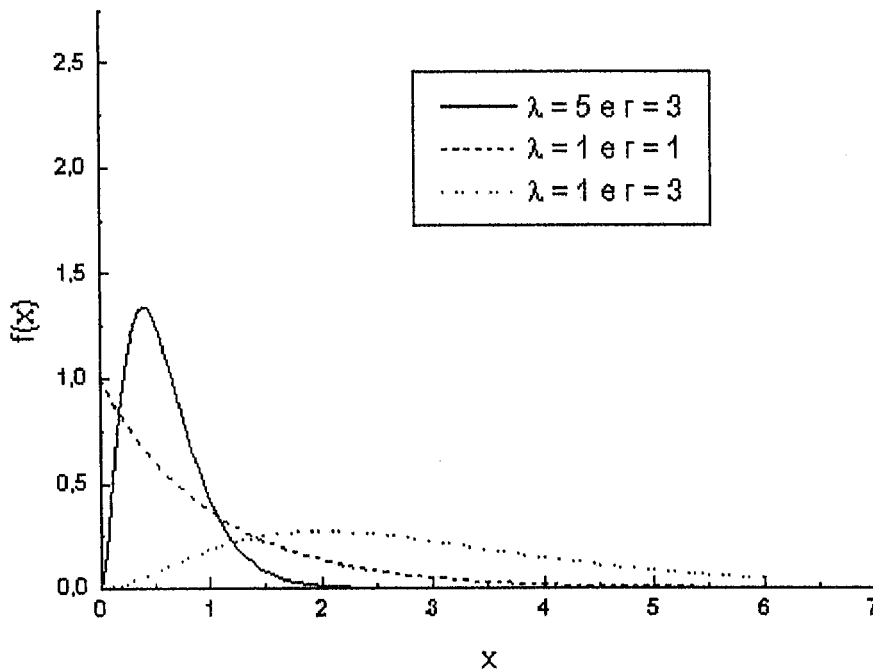


Figura (C.1) - Distribuição gama para diferentes valores de r , o parâmetro de forma.

A função de distribuição de probabilidade (FDP) de uma variável aleatória com distribuição gama é

$$F_X(x) = \int_0^x f_x(u) du = \frac{\lambda^r}{\Gamma(r)} \int_0^x u^{r-1} e^{-\lambda u} du \quad (\text{C.8})$$

$$= \frac{\Gamma(r, \lambda x)}{\Gamma(r)}, x \geq 0$$

onde $\Gamma(r, u)$ é a função gama incompleta, dada por

$$\Gamma(r, u) = \int_0^u x^{r-1} e^{-x} dx \quad (C.9)$$

Entretanto, se r possui um valor inteiro, então X terá uma distribuição erlangiana, dada por:

$$f_x(x) = \frac{\lambda^r x^{r-1} e^{-\lambda x}}{(r-1)!}, \quad x > 0 \text{ e } r = 1, 2, \dots \quad (C.10)$$

Portanto, quando r for um inteiro, a função gama será substituída por um fatorial, isto é:

$$\Gamma(r) = (r-1)! \quad (C.11)$$

C.3 – MODELO DE TAXA DE FALHA DE ENVELHECIMENTO NORMAL

A distribuição normal, também conhecida como distribuição gaussiana, é uma distribuição de dois parâmetros, média (m) e desvio padrão (σ), mais amplamente utilizada e sua forma se assemelha a de um sino. Esta distribuição freqüentemente ajusta muito bem os dados relativos ao tamanho de peças manufaturadas, a população de organismos vivos, amplitudes de certos sinais elétricos e outros fenômenos naturais. Seu uso em avaliação de confiabilidade é bastante limitado, exceto na região de desgaste da curva da banheira (envelhecimento), RAMAKUMAR (1993).

Ainda segundo RAMAKUMAR (1993), no contexto da confiabilidade, a suposição de que um fenômeno (ex.: desgaste de um componente) dependa de fatores diversos, cada qual de origem aleatória e com diferentes distribuições. O autor esclarece que, se nenhum dos fatores for predominante, o tempo de desgaste poderá ser expresso como um somatório das várias variáveis aleatórias, então o próprio tempo de desgaste poderá ser descrito por uma distribuição normal, ainda que as variáveis aleatórias individuais que contribuem para o desgaste não sejam descritas pela distribuição normal.

Entretanto, se a variável aleatória possui uma função densidade dada por:

$$f(t) = \frac{1}{\sigma\sqrt{2\pi}} \exp\left[-\frac{(t-m)^2}{2\sigma^2}\right], \quad -\infty < t < +\infty \quad (\text{C.12})$$

diz-se que segue uma normal. A função distribuição de probabilidade correspondente é:

$$F(t) = \frac{1}{\sigma\sqrt{2\pi}} \int \exp\left[-\frac{(\xi-m)^2}{2\sigma^2}\right] d\xi, \quad -\infty < t < +\infty \quad (\text{C.11})$$

A função distribuição não pode ser expressa analiticamente, mas pode ser calculada numericamente em termos da normal padronizada, SOONG (1986).

A função distribuição normal padrão é uma distribuição normal com $m = 0$ e $\sigma = 1$, isto é, $N(0,1)$. Portanto, uma variável aleatória com uma distribuição $N(0,1)$ é chamada de variável aleatória normal padronizada e denotá-la-emos por z .

Seja T uma variável aleatória normal, $N(m, \sigma^2)$. Então, z é a variável aleatória normal padronizada com distribuição $N(0,1)$, ou

$$z = \frac{T-m}{\sigma} \quad (\text{C.12})$$

Substituindo a Eq. (C.12) nas Eqs. (C.10 e C.11), temos respectivamente as funções densidade de probabilidade normal e sua correspondente distribuição de probabilidade em termos da normal padrão:

$$f(t) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \exp\left[-\frac{z^2}{2}\right] = f_U\left[\frac{(t-m)}{\sigma}\right], \quad -\infty < z < +\infty \quad (\text{C.13})$$

e

$$F(t) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \int_{-\infty}^{(t-m)/\sigma} \exp\left[-\frac{z^2}{2}\right] dz = F_U\left[\frac{(t-m)}{\sigma}\right], \quad -\infty < z < +\infty \quad (\text{C.14})$$

onde, f_U e F_U são respectivamente a função densidade de probabilidade e função distribuição da normal padrão.

Neste caso, a taxa de falha da normal, é dada por::

$$\lambda(t) = \frac{\exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{t-m}{\sigma}\right)^2\right]}{\int_t^{\infty} \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{t'-m}{\sigma}\right)^2\right] dt'} \quad (\text{C.15})$$

Esta taxa de falha é uma função monotonicamente crescente no tempo. SANZO *et al.* (1994) observaram que à medida que t torna-se muito grande, o limite da Eq.(C.15) pode ser calculado pela aplicação da regra de L'Hospital, obtendo:

$$\lim_{t \rightarrow \infty} \lambda(t) = \frac{t - \tau}{\sigma} \quad (\text{C.16}).$$

Então, para t grande, a taxa de falha aumenta linearmente com o tempo. Portanto, a normal apresenta uma característica distinta que é o da simetria da sua função densidade com relação à média. A taxa de falha é crescente no tempo, então, pode ser usada como um modelo do envelhecimento.

II.2.4 – MODELO DE TAXA DE FALHA DE ENVELHECIMENTO LOGNORMAL

A distribuição lognormal assume que o logaritmo de uma variável aleatória siga uma distribuição normal com valor médio m e desvio padrão σ . A média m e o desvio padrão σ não são da variável aleatória t , mas sim do seu logaritmo natural. Os tempos de reparo de componentes reparáveis podem ser modelados usando esta distribuição, RAMAKUMAR (1994).

Portanto, se a variável aleatória possui uma função densidade dada por:

$$f_X(x) = \frac{1}{\sqrt{2\Pi x\sigma}} \exp\left[-\frac{(\ln x - m)^2}{2\sigma^2}\right] \quad (\text{C.17})$$

diz-se que segue uma lognormal, com média:

$$m_X = e^{m+\sigma^2/2} \quad (\text{C.18})$$

e variância

$$\sigma_X^2 = e^{2m+2\sigma^2} - e^{2m+\sigma^2} \quad (\text{C.19})$$

onde

$$m = \ln m_X - \frac{1}{2} \ln \left[\left(\frac{\sigma_X}{m_X} \right)^2 + 1 \right] \quad (\text{C.20})$$

e

$$\sigma^2 = \ln \left[\left(\frac{\sigma_X}{m_X} \right)^2 + 1 \right] \quad (\text{C.21})$$

são respectivamente a média e a variância da normal associada.

A função distribuição de probabilidade (FDP), ou distribuição cumulativa da variável aleatória x , é dada por:

$$F_X(x) = \int_0^x \frac{1}{\sqrt{2\Pi x\sigma}} \exp\left[-\frac{(\ln x - m)^2}{2\sigma^2}\right] dx \quad (\text{C.22})$$

substituindo na Eq. (C.22), $z = (\ln x - m)/\sigma$ e $dz = dx/\sigma x$, obtém-se

$$F_X(x) = \frac{1}{\sqrt{2\Pi}} \int_{-\infty}^{(\ln x - m)/\sigma} \exp[-z^2/2] dz \quad (\text{C.23})$$

que é idêntica à integral da normal padrão. Portanto, os valores FDP da lognormal podem ser obtidos à partir de tabelas da normal padrão.

Como ocorre com a normal, a Eq.(C.23) não pode ser expressa analiticamente, mas pode ser obtida numericamente através da normal padrão.

Neste caso, a Eq. (C.23) pode ser substituída por:

$$F_x(x) = F_U \left[\frac{\ln x - m}{\sigma} \right], x \geq 0 \quad (\text{C.24})$$

onde F_U é a função normal padrão.

A Eq. (C.22), também pode ser obtida a partir da normal padronizada de acordo com

$$f_x(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}x\sigma} f_U \left[\frac{\ln x - m}{\sigma} \right] \quad (\text{C.25})$$

onde f_U é a função densidade normal padrão.

A taxa de falha é dada por:

$$\lambda(t) = \frac{\frac{1}{t} \exp \left[-\frac{1}{2} \left(\frac{\ln t - m}{\sigma} \right)^2 \right]}{\int_t^{\infty} \frac{1}{t'} \exp \left[-\frac{1}{2} \left(\frac{\ln t' - m}{\sigma} \right)^2 \right] dt'} \quad (\text{C.26})$$

Através da aplicação da regra de L'Hospital na Eq. (C.26) acima, SANZO *et al.* (1994) mostraram que o comportamento da taxa de falha da distribuição lognormal segue a forma funcional abaixo:

$$\lim_{t \rightarrow \infty} \lambda(t) = \frac{1}{t} \left[1 + \frac{\ln \left(\frac{t}{\tau} \right)}{\sigma^2} \right] \quad (\text{C.27}),$$

para valores grande de t .

Como pode ser observado, para valores grande de t a taxa de falha decresce para zero após atingir um valor máximo prematuramente dentro da vida do componente, SANZO *et al.* (1994). A taxa de falha inicialmente aumenta com o tempo, atinge um máximo, e então ela vai para zero. A figura (C.2) apresenta o comportamento da lognormal em função do parâmetro de forma σ .

Portanto, a distribuição lognormal, em princípio, pode ser utilizada para modelar o envelhecimento sobre uma faixa restrita, onde a taxa é crescente com o tempo.

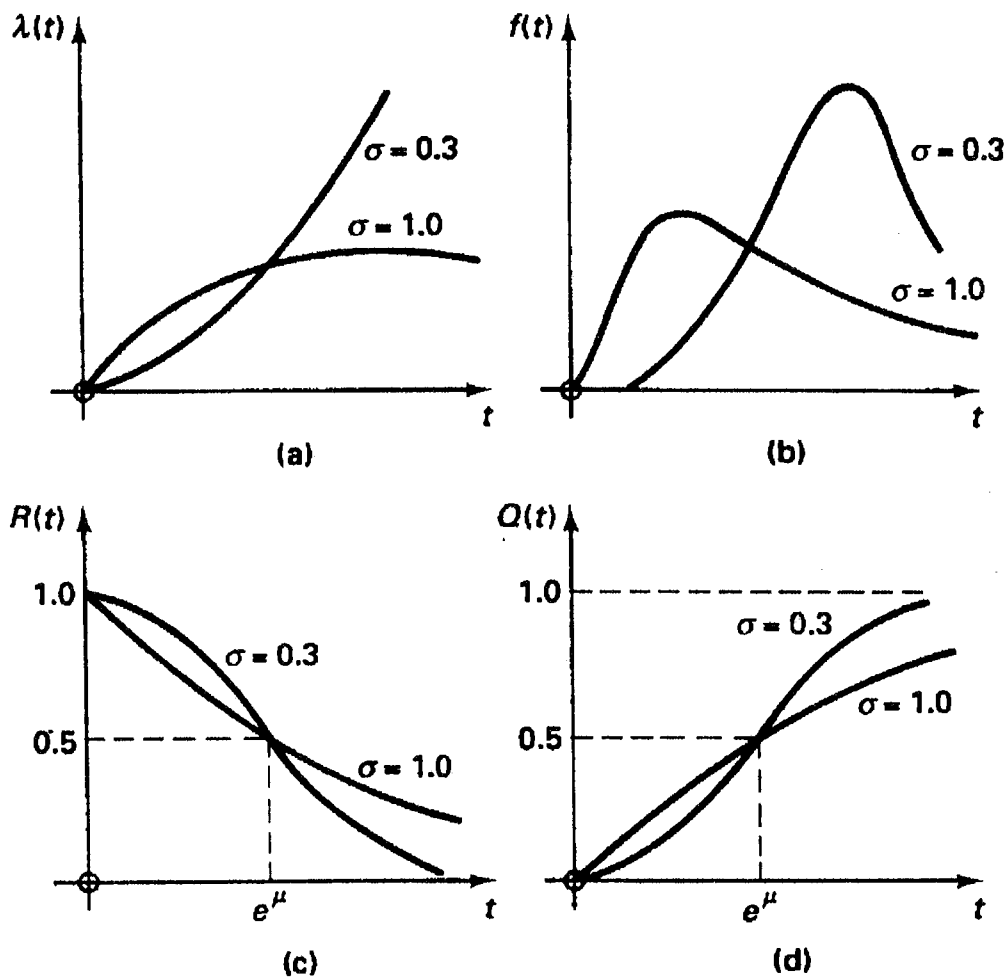


Figura (C.2) – Modelo de confiabilidade lognormal.

C.5 – MODELO DE TAXA DE FALHA DE ENVELHECIMENTO RAYLEIGH

Segundo RAMAKUMAR (1993), esta distribuição é útil na modelagem de algumas características relacionadas com o desgaste.

A função densidade de probabilidade de Rayleigh é dada por:

$$f(t) = kt \exp\left[-\frac{kt^2}{2}\right] \quad (\text{C.28})$$

e a função de distribuição correspondente é:

$$F(t) = 1 - \exp\left[-\frac{kt^2}{2}\right] \quad (\text{C.29})$$

e a taxa de falha é dada por:

$$\lambda(t) = \frac{kt \exp\left[-\frac{kt^2}{2}\right]}{1 - \exp\left[-\frac{kt^2}{2}\right]} = kt \quad (\text{C.30})$$

Como pode ser observado, a taxa de falha do modelo Rayleigh é uma função que cresce linearmente com o tempo. A Fig. (C.3) mostra a natureza deste modelo, onde a) é a taxa de falha, b) função densidade de falha, c) função confiabilidade e d) é a função distribuição de falhas.

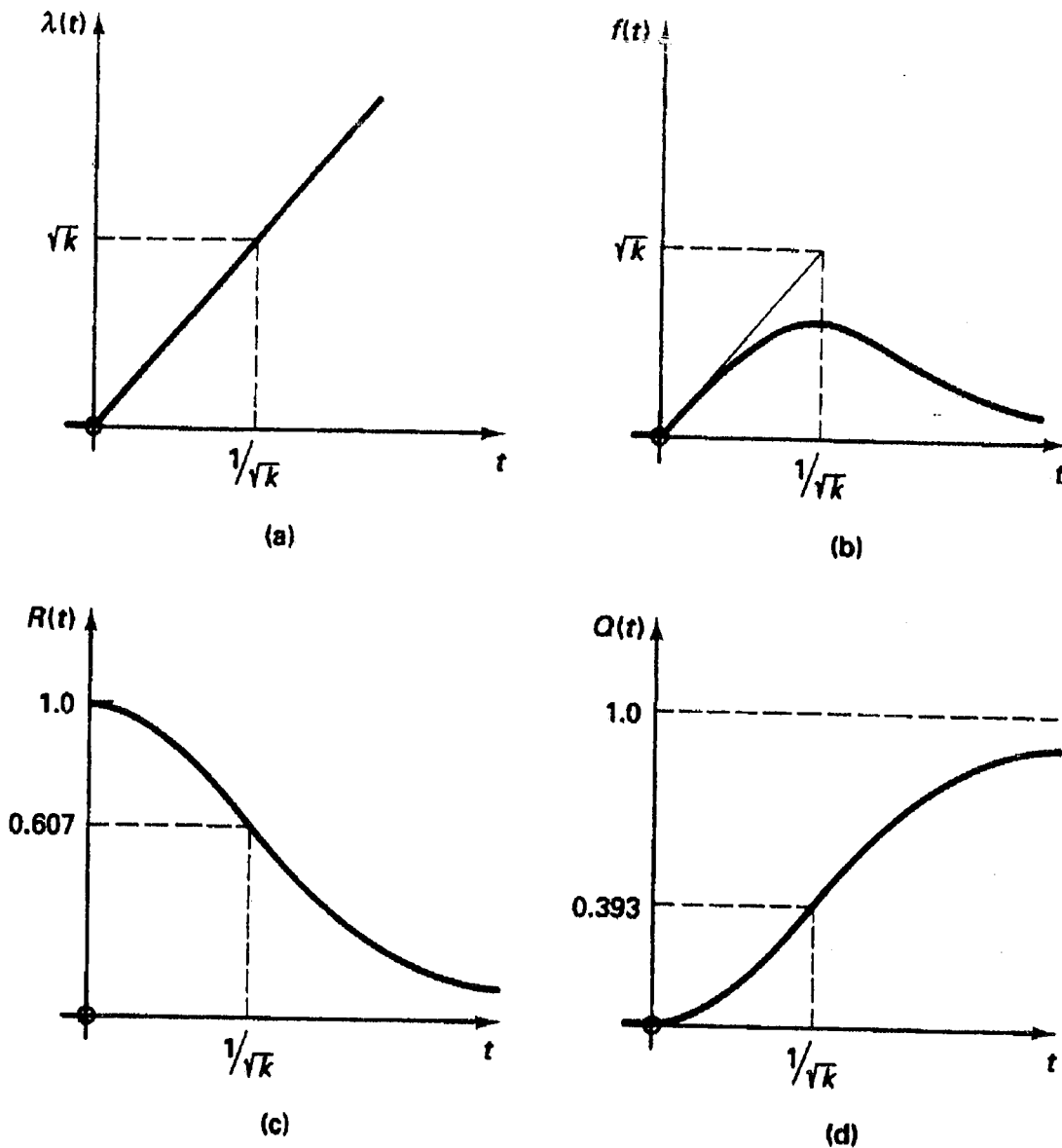


Figura (C.3) – funções de confiabilidade do modelo Rayleigh. (RAMAKUMAR, 1993).

A média e a variância são respectivamente:

$$m = \sqrt{\pi/(2k)} \quad (\text{C.31})$$

e

$$\sigma^2 = \left(\frac{2}{k} \right) \left[1 - \left(\frac{\pi}{4} \right) \right] \quad (\text{C.32})$$

C.6 – MODELO DE TAXA DE FALHA DE ENVELHECIMENTO EXPONENCIAL OU DE VALORES EXTREMOS

Quando estamos trabalhando com modelagem de confiabilidade de sistemas, em grande parte destes o interesse é o de os valores extremos (máximos e mínimos) que as variáveis aleatórias podem assumir. No caso da falha de um componente ou sistema, esta pode ser resultado de uma carga máxima (RAMAKUMAR, 1993), ou estresse, ou uma resistência, ou capacidade mínima. Como as falhas de equipamentos ou materiais freqüentemente estão relacionadas com pontos fracos ou com componentes fracos, estas distribuições algumas vezes são empregadas.

A função densidade da distribuição de valores extremos é dada por:

$$f(t) = \frac{1}{\beta} \exp\left(\frac{t-\alpha}{\beta}\right) \exp\left[-\exp\left(\frac{t-\alpha}{\beta}\right)\right] \quad (\text{C.33}),$$

e a distribuição de confiabilidade é

$$R(t) = \exp\left[-\exp\left(\frac{t-\alpha}{\beta}\right)\right] \quad (\text{C.34}).$$

A taxa de falha é uma função exponencial do tempo, isto é:

$$\lambda(t) = \frac{1}{\beta} \exp\left(\frac{t-\alpha}{\beta}\right) \quad (\text{C.35})$$

O modelo em questão assume que a taxa de falha seja uma função exponencial do tempo. Este tipo de distribuição é empregada quando um sistema é composto de vários componentes similares, e se um deles falha, então todo o sistema falha.