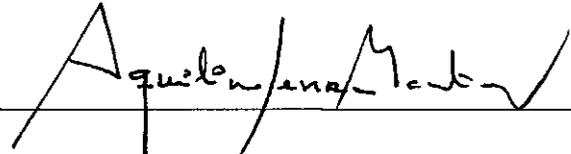


TRATAMENTO DAS FLUTUAÇÕES DAS TAXAS DE PARTIDA PARA
MONITORAÇÃO DA SUBCRITICALIDADE DO NÚCLEO E REVISÃO
CRÍTICA DO CONCEITO DE SPDS

Antônio Carlos de Abreu Mól

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

Aprovada por:



Prof. Aquilino Senra Martinez, Ph. D.



Dra. Wilma Bastos, Ph.D.



Prof. Roberto Schirru, Ph. D.

Rio de Janeiro, RJ - Brasil

Janeiro de 1996

T
0564
MOL

MÓL, ANTÔNIO CARLOS DE ABREU

Tratamento das Flutuações das Taxas de Partida para Monitoração da
Subcriticalidade do Núcleo e Revisão Crítica do Conceito de SPDS

[Rio de Janeiro] 1996

x, 101 p. 29,7 cm (COPPE/UFRJ, M. Sc. , Engenharia Nuclear, 1996)

Tese - Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE.

Flutuações das Taxas de Partida na Monitoração da Subcriticalidade do
Núcleo e Revisão Crítica do Conceito de SPDS I.COPPE/UFRJ.

II. Título (série).

Aos meus pais, Joaquim Ramos Mól e Etelvina de Abreu Mól, que renunciaram a muitos de seus sonhos, para que eu pudesse realizar os meus.

À Joelma minha esposa, namorada e amiga em todos os momentos da minha vida.

AGRADECIMENTOS

Aproveito este espaço para registrar meus agradecimentos.

Ao Professor Aquilino Senra Martinez, pela orientação e apoio na realização desta tese.

Aos amigos, Cláudio Márcio Nascimento Abreu Pereira e César de Moura Valente pelo incentivo e amizade constantes.

Aos demais professores do Programa de Engenharia Nuclear da COPPE/UFRJ.

Enfim, à todos que de uma forma ou de outra contribuíram para que este trabalho se tornasse realidade.

Antônio Carlos de Abreu Tóol

Resumo da tese apresentada à COPPE/UFRJ, como parte dos requisitos necessários para obtenção do grau de mestre em ciências (M. Sc.).

Tratamento das Flutuações das Taxas de Partida para Monitoração da Subcriticalidade do Núcleo e Revisão Crítica do Conceito de SPDS.

Antônio Carlos de Abreu Mól

Janeiro, 1996

Orientador: Aquilino Senra Martinez

Programa : Engenharia Nuclear

A implementação de sistemas computadorizados de auxílio à operação de usinas nucleares teve início após o acidente nuclear na usina americana de Three Mile Island. Naquela oportunidade foi introduzido o conceito do "Safety Parameter Display System" (SPDS), mais especificamente o do seu módulo de Funções Críticas de Segurança. A definição original destes sistemas não era clara e objetiva o suficiente para uma implementação adequada de tais sistemas, nas salas de controle das usinas nucleares. Como consequência surgiram diferentes versões de SPDS que, em sua grande maioria, apresentaram sérias deficiências, tornando-os incompatíveis com o objetivo precípua de aumento da segurança na operação de usinas nucleares.

O presente trabalho teve como meta inicial a revisão crítica do conceito de "Safety Parameter Display System" (SPDS) com base na regulamentação e experiência operacional existentes. E teve como desdobramentos desta meta inicial a proposta de solução para as flutuações

das taxas de partida usadas na monitoração das funções críticas de segurança, e o estudo de viabilidade da automatização dos procedimentos de recuperação das referidas funções críticas. Em particular, a solução para as flutuações das taxas de partida tornou-se relevante em face a constatação de que todos os SPDS que monitoravam as árvores de estado das funções críticas de segurança apresentavam este problema, devido a composição intrínseca dos canais de detecção do fluxo de nêutrons em reatores nucleares. Neste trabalho, também é apresentado um resumo das principais inspeções realizadas em SPDS, em operação em várias usinas nucleares americanas.

Abstract of thesis presented to COPPE/UFRJ, as partial fulfillment of the requirements for the degree of master of science (M. Sc.).

Starting Rate Floating Treatment for the Core Subcriticality Monitoring and Critical Revision of SPDS Concept

Antônio Carlos de Abreu Mól

Janeiro, 1996

Thesis Supervisor: Aquilino Senra Martinez

Program : Nuclear Engineering

The Three Mile Island accident occurred in an U.S.A nuclear plant started the implant of operational computer based systems. On that time the "Safety Parameter Display System" (SPDS) was introduced, specially the Function Safety Function module. The original definition of those systems wasn't clear enough to adequately implantation of those systems on control rooms plant. Due to this, different SPDS versions appeared, but, owing to intrinsic deficiencies they became incompatible with the primary objective of safety enhancement of a nuclear plant.

The initial objective of the present work is a critical review of the "Safety Parameter Display System" (SPDS) concept on basis of regulations and operational experience available. A solution for floating starting rate used on control safety functions monitoring is proposed and the viability automation procedures of critical function recovery is analysed. The solution for floating starting rates becomes particularly relevant because of the recognition that all "State Tree" of critical safety

function of all SPDS monitoring systems showed this fault, mainly due to the neutron flow detection channels intrinsic composition in nuclear reactors. In this work, it is also presented a resume of the main SPDS inspection systems in operation in several USA nuclear plants.

ÍNDICE

	Página
CAPÍTULO I - INTRODUÇÃO	1
CAPÍTULO II - DESCRIÇÃO GERAL DO SPDS	6
II.1 - Estrutura do SPDS	7
II.2 - Sistema de Funções Críticas de Segurança	10
II.2.1 - Descrição do Sistema de Funções Críticas de Segurança	19
CAPÍTULO III - AUTOMATIZAÇÃO DOS PROCEDIMENTOS DE	
RECUPERAÇÃO	22
III.1 - Procedimento de Recuperação à Resposta ao Resfriamento	
Inadequado do Núcleo do Reator	23
III.2 - Informatização do Procedimento de Recuperação à Resposta	
ao Resfriamento Inadequado do Núcleo do Reator	32
CAPÍTULO IV - FLUTUAÇÕES NA TAXA DE PARTIDA DA ÁRVORE	
SUBCRITICALIDADE	36
IV.1 - Descrição da Árvore de Estado da Função Crítica	
Subcriticalidade	37
IV.2 - Sistema de Detecção Nuclear Externo (SDNE)	42
IV.3 - Processo de Detecção da Faixa Intermediária	47
IV.4 - Circuito Amplificador de Taxa de Partida	49
IV.5 - Origens da Flutuação dos Sinais da Taxa de Contagem	52
IV.6 - Processo de Avaliação da Tendência Polinomial	53
IV.6.1 - Método da Tendência Polinomial	54
IV.6.2 - Método da Suavização	56

IV.7 - Método Proposto para Solução das Oscilações da Taxas de Contagens	58
IV.7.1 - Exemplo 1 - Fluxo de Nêutrons Crescente	62
IV.7.2 - Exemplo 2 - Fluxo de Nêutrons Decrescente	65
CAPÍTULO V - REVISÃO CRÍTICA DO SPDS	68
V.1 - Requisitos Funcionais do SPDS	68
V.2 - Análise das Inspeções Realizadas pela NRC em diferentes Usinas Nucleares	78
V.2.1 - Análise dos Resultados	83
CAPÍTULO VI - CONCLUSÕES	84
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS.....	87
APÊNDICE A.....	88
APÊNDICE B.....	97
APÊNDICE C.....	100

CAPÍTULO I

INTRODUÇÃO

Imediatamente após ao acidente ocorrido na usina nuclear americana Three Mile Island (TMI-2), em março de 1979, foi constituída uma comissão com a finalidade de analisar as causas do acidente e propor ações no sentido de evitar sua reprodução em outras usinas nucleares, seja para usinas em operação, construção ou em fase de projeto. O relatório¹ desta comissão apresenta uma reconstrução detalhada dos eventos durante a semana do acidente e contém recomendações mais de conteúdo sócio-ambiental do que técnico. No entanto, entre as recomendações técnicas está a implementação de instrumentação adicional à existente na época nas usinas nucleares, para auxiliar um entendimento da situação destas durante uma situação de emergência. Tal recomendação, e outras mais, foram remetidas para a Nuclear Regulatory Commission (NRC) para maior detalhamento técnico e posterior regulamentação.

Com base na análise^{2,3} do acidente de TMI-2, a NRC iniciou um plano de ações que resultou na liberação de uma série de documentos normativos^{4,5}, visando aumentar a capacidade de resposta a uma condição de acidente em uma usina nuclear. Entre outras recomendações, extrai-se uma específica ao tema abordado nesta tese e que pode ser resumida da seguinte forma:

- recomenda-se a incorporação de sistemas computadorizados de auxílio à operação na Sala de Controle, no Centro de Suporte Técnico e no Centro de Operações de Emergência (Emergency Operations Facility).

Esses sistemas computadorizados de auxílio à operação foram genericamente denominados de "Safety Parameter Display System (SPDS)", e tiveram inicialmente^{4,5} suas funções definidas de forma superficial. Foi através do Suplemento 1 do documento NUREG 0737⁶ que foram definidas, de forma um pouco mais detalhada, as funções de um SPDS.

Embora o SPDS também opere durante a condição normal da usina, fornecendo confiavelmente o estado de segurança desta, sua finalidade principal é ajudar os operadores da sala de controle durante as condições anormais e de emergência, determinando rapidamente e de modo confiável o estado de segurança da usina e avaliando se as condições anormais demandam ações corretivas dos operadores para evitar a degradação do núcleo.

O SPDS foi aprovado para ser implementado em todas as usinas nucleares em novembro de 1980 com a publicação da NUREG-0737 pela NRC, e em 1982 foi publicado o suplemento 1 do NUREG-0737 que esclarecia as exigências feitas pela NRC sobre a Capacidade de Resposta a Emergência nas Usinas. Cronologicamente, a liberação do Suplemento 1 do NUREG-0737 só ocorreu quando a maioria dos SPDS já haviam sido definidos e desenvolvidos, e alguns até implementados em diferentes usinas. Ou seja, a documentação básica para a definição funcional dos SPDS foi inicialmente o NUREG-0696⁵. Com a liberação do Suplemento 1 do NUREG-0737⁶, modificações foram incorporadas aos projetos dos SPDS em desenvolvimento, de forma a contemplar os requisitos exigidos pela nova regulamentação.

Em 1985 a NRC começou a fazer uma série de auditorias em usinas nucleares em operação para determinar o estado da implementação do SPDS. Embora nada sério que afetasse a segurança fosse detectado, vários problemas foram descobertos e poucos foram os sistemas que se adequaram totalmente aos requisitos impostos pelo suplemento 1 da NUREG-0737. Durante 1988 cerca de 50 auditorias foram feitas e mais de 80 relatórios de avaliação foram emitidos. O resultado indicou

que aproximadamente 70% dos SPDS, declarados operacionais, não reunia um ou mais requerimentos básicos do Suplemento 1 da NUREG-0737. Os resultados obtidos pela auditoria apontaram a existência de uma incompatibilidade entre o que a NRC esperava e o que as usinas estavam implementando, principalmente no que se referia à apresentação contínua das informações em tela e às condições de operação, com vista às exigências do Suplemento 1 do NUREG-0737 para o SPDS.

Neste trabalho será proposta uma solução para o problema das oscilações das taxas de contagens de nêutrons, utilizadas em um dos módulos dos SPDS, que foi considerado como sendo um problema presente em todos os SPDS operacionais. Também foi objetivo deste trabalho demonstrar a viabilidade da automatização dos procedimentos de recuperação das funções críticas de segurança, que geralmente são considerados como sendo uma estrutura bastante ramificada e complexa e que sua automatização não seria possível de ser qualificada para licenciamento dos SPDS. Será feita, por fim, uma revisão crítica do conceito de SPDS, destacando-se algumas deficiências verificadas em sistemas em operação nas usinas nucleares de diversos países.

No capítulo 2 deste trabalho será apresentada uma descrição geral do conceito de um "Safety Parameter Display System" (SPDS), introduzido logo após o acidente de TMI-2. Em seguida será apresentado um subsistema do SPDS utilizado para monitoração dos parâmetros de segurança de uma usina nuclear durante a operação anormal. Este subsistema monitora continuamente o estado das funções críticas de segurança, cujo conceito básico também foi introduzido imediatamente após o acidente de TMI-2.

No capítulo 2 também será descrito o conceito básico das funções críticas de segurança, e ressaltadas suas importâncias para a determinação do estado de segurança de uma usina nuclear.

Também será mostrado neste capítulo as características do subsistema do SPDS que monitora as funções críticas de segurança.

O subsistema citado sempre indicará, durante uma condição anormal da usina, um procedimento que os operadores devem seguir para retornar o estado da usina a uma condição que garanta a não liberação de radioatividade para o meio ambiente.

No capítulo 3 serão descritos os procedimentos de recuperação das funções críticas de segurança para uma usina nuclear genérica tipo PWR, e a partir daí será proposto, como exemplo, a automatização do procedimento de recuperação da função crítica de segurança, RESFRIAMENTO DO NÚCLEO.

No capítulo 4 será abordado o problema de flutuações nas taxas de partida, que vem afetando diretamente um dos blocos de decisão da árvore de estado da função crítica de segurança (Subcriticalidade). A fim de resolver este problema, foi feito um estudo de todo o sistema de detecção nuclear nas faixas fonte e intermediária, nas quais foi detectado o problema. Após identificar a possível causa, foi desenvolvido num algoritmo computacional a fim de solucioná-la.

No capítulo 5 será feita uma revisão crítica do SPDS. Neste capítulo será apresentado primeiramente um resumo do relatório feito pela NRC sobre o estado em que se encontravam os SPDS instalados em diferentes usinas nucleares, baseado em inspeções realizadas entre junho e novembro de 1985. Em seguida serão ressaltados os principais problemas encontrados nos SPDS de algumas destas usinas e os principais procedimentos bem sucedidos adotados pelas demais usinas nucleares na implantação dos seus SPDS, com uma posterior análise crítica destes resultados.

No capítulo 5 também serão definidos os requisitos funcionais de um SPDS, onde destacaram-se as diferenças incorporadas no Suplemento 1 do NUREG-0737 em relação ao

NUREG-0696, bem como uma avaliação do que deverá ser incorporado ao documento existente, em termos normativos, para evitar as deficiências observadas nas inspeções.

Finalmente, no capítulo 6 são apresentadas as conclusões do trabalho, no tocante aos temas abordado nesta tese.

CAPÍTULO II

DESCRIÇÃO GERAL DO SPDS

O "Safety Parameter Display System" (SPDS) é um sistema computadorizado de monitoração em tempo real dos parâmetros relevantes para a determinação do estado de segurança da usina nuclear em caso de uma situação de emergência, bem como para um perfeito acompanhamento do funcionamento da mesma durante sua operação normal. Este sistema indicará também os procedimentos operacionais requeridos para o retorno da usina à condição de operação normal quando da ocorrência de transientes que possam afetar a sua segurança.

O desempenho dos operadores em uma situação de acidente e a conseqüente evolução das condições da usina tem dependido fundamentalmente da capacidade dos operadores de identificar corretamente os eventos causadores da situação e tomar as ações de recuperação apropriadas. Esta capacidade depende de uma série de fatores, tais como treinamento, estruturação da sala de controle e procedimentos de emergência adequadamente escritos, entre outros. Caso os operadores diagnostiquem incorretamente as causas básicas do transiente, existe o potencial de que as suas ações subsequentes causem uma degradação das condições de segurança da usina, podendo transformar o que seria um simples incidente operacional em um acidente de grandes proporções.

As várias comissões que investigaram o acidente de Three Mile Island dedicaram atenção especial ao papel desempenhado pelos operadores e pela instrumentação disponível na sala de controle durante o decorrer do acidente. A adequação do número de parâmetros monitorados, a precisão e confiabilidade dos instrumentos, a eficácia dos vários indicadores e a presença de fatores dispersivos foram devidamente analisados. A conclusão unânime foi de que as deficiências do sistema de instrumentação e dos procedimentos operacionais de emergência da usina contribuíram,

de maneira significativa, para o agravamento do acidente.

Existia, portanto, uma necessidade imperiosa de se diminuir a carga que pesava sobre os operadores numa situação de emergência, fornecendo-lhes ferramentas adicionais nas quais possam se basear para uma pronta identificação da natureza do transiente, facilitando-lhes sobremaneira a tarefa de retorno da usina à condição de operação normal.

O objetivo do SPDS consiste não apenas em suprir a necessidade identificada acima, mas também fornecer aos operadores de uma usina nuclear uma visão integrada dos valores de um conjunto de parâmetros capaz de refletir qualquer desvio de operação normal da central. Desta forma, o SPDS constitui-se em um importante elemento de auxílio aos operadores, tanto durante situações de emergência como também durante a operação normal.

Trata-se de um sistema de fornecimento de informações integradas e estruturadas, as quais são passadas aos operadores sob forma gráfica através de monitores coloridos de alta resolução.

II.1 - Estrutura do SPDS

Como foi dito anteriormente neste capítulo, o SPDS é um sistema que atua tanto na condição normal quanto nas condições anormais e de emergência da usina nuclear. Para este fim o SPDS, em geral, é dividido em três módulos: (1) Módulo para Monitoração de Parâmetros Representativos do Processo Nuclear; (2) Módulo para Monitoração das Funções Críticas de Segurança; (3) Módulo para Acompanhamento da Dispersão da Nuvem Radioativa e Deposição dos Elementos Radioativos.

O Módulo para Monitoração de Parâmetros Representativos do Processo Nuclear é constituído de um conjunto de sub-módulos que serão utilizados durante a operação normal da usina nuclear. Este sistema não tem a finalidade de suprir todas as informações existentes da sala de controle. A finalidade principal dele é fornecer um conjunto mínimo de informações que permita ao operador acompanhar de maneira integrada o desempenho da usina nuclear durante a operação normal. Visando atender aos objetivos deste módulo, foi criado para a usina nuclear Angra-1 o Sistema Integrado de Monitoração de Parâmetros (SIMP).

Uma outra finalidade do SIMP é familiarizar o operador com o SPDS. Um elemento importante na definição básica do projeto do SPDS foi a consideração sobre quando o sistema seria usado. Concluiu-se que embora seja o SPDS de extrema utilidade durante uma operação de emergência, ele deveria conter um conjunto de telas a serem utilizadas durante a operação normal, porque a usina opera nesta condição a maior parte do tempo. Neste modo a intenção principal dos operadores é a de determinar que a usina não esteja experimentando qualquer condição de anormalidade.

O critério para formação dos módulos do SIMP foi estabelecido tomando como base a função da tela e/ou sua utilização e/ou o "lay-out" comum. Assim sendo, cada módulo do SIMP agrupou um conjunto de telas que tinham características comuns. Dentre as principais características apresentadas por estes módulos, destacam-se:

- a) apresentação dos principais parâmetros da usina na forma gráfica de diagramas de barras;
- b) apresentação dos gráficos de referência mais importantes para o acompanhamento da usina;

- c) mostrar a variação de um grande número de pontos do SPDS em relação a um intervalo passado (histórico de uma variável). Assim sendo será possível fazer uma análise detalhada após qualquer evento que ocorra;

- d) apresentação dos fluxogramas dos mais importantes sistemas da usina, contendo a representação dos elementos de medida de temperatura, pressão, nível de radiação, etc.;

O Módulo para Monitoração de Funções Críticas de Segurança, tem como objetivo fornecer ao operador uma avaliação contínua do estado de segurança da usina em situações anormais de operação através da monitoração em tempo real de um conjunto de árvores lógicas de parâmetros que compõem as chamadas funções críticas de segurança; a qual serão apresentadas na seção 2.2.3. No caso particular da usina nuclear de Angra-1, este módulo foi denominado de Sistema de Funções Críticas de Segurança (SFCS), onde também se priorizam as ações a serem executadas pelo operador em situações de emergência, indicando os procedimentos necessários para o retorno da central a uma condição segura. Finalmente este sistema fornece os elementos auxiliares que ajudam o operador a cumprir e a acompanhar em tempo real as suas ações sobre os diversos parâmetros e sistemas de segurança da central. Nas próximas seções deste capítulo serão definidas as funções críticas de segurança e em seguida será feita uma descrição mais detalhada do SFCS.

O terceiro módulo do SPDS, entra em operação durante uma condição de emergência da usina, onde pode ocorrer o vazamento de radioatividade para o meio ambiente. Este módulo monitora os efeitos posteriores ao vazamento radioativo, auxiliando o plano de proteção ao público.

II.2 - Sistema de Funções Críticas de Segurança

Há muito tempo que se conhece os perigos causados pela liberação de radioatividade no meio ambiente de uma usina nuclear. Consequentemente, a principal meta da segurança nuclear tem sido a prevenção à liberação de materiais radioativos das usinas nucleares. Desta forma foi definido o conceito de múltiplas barreiras, a qual estabelece um conjunto de barreiras que visam evitar a liberação de materiais radioativos para o meio ambiente. Todas as usinas nucleares possuem no mínimo as seguintes barreiras para o material radioativo:

- matriz de combustível e o revestimento do combustível;
- o sistema de refrigeração do reator;
- contenção;

As barreiras acima são consideradas barreiras físicas diretas para dispersão do material radioativo. O sistema de refrigeração do reator bloqueia o fluxo de radionuclídeos que escapam através dos varetas de combustível. A contenção bloqueia os radionuclídeos que passaram pelo sistema de refrigeração do reator e aqueles poucos radionuclídeos que se formaram fora do sistema de refrigeração do reator.

Finalmente com a construção da usina em um lugar remoto, o perigo da radioatividade em atingir o público é minimizado pelo decaimento e dispersão do material radioativo, além disso, a distância daria tempo para a evacuação das populações das áreas de risco.

O conceito de funções críticas de segurança baseia-se na premissa de que liberações acidentais de radioatividade para o meio-ambiente podem ser minimizadas se as barreiras contra a

liberação de radioatividade estiverem protegidas. A restauração das funções implica no retorno do estado da central a uma condição segura, na qual todas as funções críticas estão plenamente satisfeitas.

Em 1979 a Internacional Atomic Energy Agency (IAEA) publicou uma lista de 20 funções de segurança com o intento de capacitar um projeto que reúna os requerimentos necessários para garantir uma adequada segurança. Assim sendo, será descrito nesta seção um conjunto de oito funções críticas de segurança que comporta de forma mais integrada as 20 funções definidas pela IAEA (1979). Destas 8 funções de segurança, seis foram especificadas⁷ pela Westinghouse Owner's Group e são suficientes para assegurar a integridade das barreiras físicas diretas para dispersão do material radioativo. As duas funções restantes, podem ser consideradas complementares quando se trata do controle indireto de liberação de radioatividade (tratamento de resíduos, etc...) e de suporte, no que diz respeito a manutenção dos sistemas auxiliares (potência elétrica, ar para os equipamentos pneumáticos, etc...). Essas funções estão divididas em quatro classes:

a - Anti-derretimento do núcleo

- subcriticalidade (controle de reatividade);
- inventário (controle do inventário de refrigerante);
- integridade do primário (controle da pressão do refrigerante);
- resfriamento do núcleo (remoção do calor do núcleo);
- fonte fria (remoção do calor do refrigerante).

b - Integridade da contenção

- contenção (isolamento, controle da temperatura, controle da pressão e controle da produção de gás combustível).

c - Controle indireto de liberação de radioatividade

- controle indireto de liberação de radioatividade (resfriamento do tanque de combustível, processamento de resíduo e a adição de spray químico).

d - Manutenção de auxiliares vitais

- manutenção de auxiliares vitais (potência elétrica, absorvedores de calor e equipamentos pneumáticos necessários para abrir e fechar válvulas).

A primeira classe, anti-derretimento do núcleo, é composta das cinco funções mencionadas anteriormente. O objetivo da primeira função desta classe, subcriticalidade, é desligar o reator e mante-lo desligado, diminuindo assim a quantidade de calor gerado no núcleo. A reatividade é controlada a curto prazo pela inserção de barras de controle e/ou através do mecanismo natural de realimentação de "vazios" no refrigerante.

A longo tempo, a reatividade é controlada, adicionando água borada no sistema de refrigeração do reator (SRR). A água borada pode ser adicionada através de adição de ácido bórico pelo sistema de controle químico e volumétrico, sistema de injeção a alta e baixa pressão e/ou pela injeção dos tanques de segurança.

A proposta da segunda e terceira funções de segurança, inventário e integridade do primário, é manter o reator coberto eficientemente.

Deste modo, tanto a pressão quanto o inventário do SRR devem ser controlados.

Em situação normal o controle de pressão e inventário do SRR é feito automaticamente pelo sistema de controle de pressão e nível do pressurizador junto com o limitador de pressão do SRR. Esses sistemas usam as válvulas de spray do pressurizador e o sistema de descarga para controlarem a pressão e o inventário respectivamente e também usam os aquecedores do pressurizador e o sistema de carga para manter a pressão e o inventário respectivamente. Se o sistema de controle de pressão e nível, não são capazes de limitar a pressão e o inventário do SRR, eles podem ser mantidos nos limites pela ação das válvulas de segurança do primário. Se a pressão e/ou inventário do SRR ficar baixa devido alguma abertura no limitador de pressão do refrigerante do reator ou algum resfriamento excessivo do SRR em função alto fluxo de vapor, a pressão e o inventário do SRR podem ser mantidos pela injeção de água borada pelo sistema de injeção de segurança ou pelos tanques de injeção de segurança.

A proposta para a quarta função de segurança dessa classe, resfriamento do núcleo, é remover o calor gerado no núcleo pelo decaimento radioativo e transferi-lo para um ponto onde ele poderá ser removido do SRR, evitando o derretimento do núcleo. Isto é realizado passando refrigerante através do núcleo. Normalmente as bombas de remoção de calor do reator são usadas para forçar um fluxo do refrigerante do núcleo para os geradores de vapor. Na ausência de um fluxo forçado de refrigerante no núcleo, este pode ainda continuar ser refrigerado pela circulação natural induzida pela diferença de temperatura entre o gerador de vapor e o núcleo. (Isto implica que o gerador de vapor deve estar preparado para atuar como absorvedor de calor). Se a circulação natural não puder ser estabelecida, o calor pode ser removido do núcleo, permitindo-se que o refrigerante ferva e seja descarregado através de pontos de fuga na tubulação do SRR.

A última função de segurança desta classe, fonte fria, tem como objetivo a transferência do calor do refrigerante para um outro ponto de absorção. Se isto não for feito, não será possível a

remoção de calor do núcleo. Normalmente a remoção do calor é feita transferindo o calor para o secundário pelo gerador de vapor. A água do sistema secundário é suprida pelo sistema de realimentação principal ou pelo sistema de realimentação auxiliar. O calor do refrigerante pode também ser transferido via trocadores de calor do Sistema de Remoção de Calor Residual (SRCR), desde que a pressão do SRR esteja menor que o "setpoint" da pressão do SRCR.

A segunda classe é composta de uma função: contenção. O objetivo principal dessa função é prevenir uma maior liberação de radioatividade, mantendo a integridade da estrutura da contenção. Nesta função, procura-se manter a integridade da contenção, assegurando que todos os pontos de acesso a esta estejam fechados. A isolação é efetuada por meios de sensores para medida de pressão, equipamentos eletrônicos para geração e transmissão de sinal de isolação quando a pressão da contenção exceder ao valor de disparo, fechando as válvulas de acesso da contenção.

Nesta função também é realizado o controle de temperatura e pressão a fim de evitar um dano maior à estrutura da contenção e danos a outros equipamentos, mantendo a pressão e temperatura dentro dos limites aceitáveis. A pressão e temperatura são controlados usando o sistema de spray e o sistema de refrigeração da contenção.

Finalmente nesta função é feito o controle do gás combustível. Este controle é necessário para evitar danos maiores à estrutura da contenção, devido a explosão de gás hidrogênio acumulado dentro da contenção. O hidrogênio é produzido pela reação água-metal por falha de uma ou mais das funções da primeira classe (anti-derretimento do núcleo). O hidrogênio é removido utilizando-se recombinadores de hidrogênio. O sistema de spray e refrigeração podem também ajudar no controle do hidrogênio, espalhando o hidrogênio dentro da contenção, evitando que se forme concentrações com perigo de explosão.

A terceira classe: controle indireto de liberação de radioatividade, possui uma única função de mesmo nome que sua classe. O objetivo da função de segurança dessa classe é evitar a liberação de radioatividade pelas fontes localizadas fora da contenção, como o tanque de combustível usado e os resíduos do material radioativo.

O sistema usado para controlar a liberação de radioatividade por essas fontes, incluem: um sistema de monitoração de radiação, um sistema de refrigeração do tanque combustível e um sistema de tratamento e processamento de resíduos.

Os sistemas utilizados para efetuar as sete funções das três classes anteriormente descritas são mantidos por vários sistemas auxiliares. Estes sistemas auxiliares estão incluídos na quarta classe, manutenção de auxiliares vitais, que por sua vez é composta de uma única função de mesmo nome.

Os sistemas auxiliares providenciam, por exemplo: ar para abrir e fechar as válvulas de controle pneumático, potência elétrica para as bombas e operação dos instrumentos e a última opção para onde o calor do SRR e do núcleo poderá ser transferido. Desta forma vimos que a manutenção dessa função é fundamental para o sucesso das outras funções.

Em abril de 1979 um grupo denominado "Westinghouse Owers Group" (WOG) iniciou um trabalho que tinha por objetivo a especificação das funções críticas de segurança e a elaboração de procedimentos de emergência que se enquadrassem na filosofia descrita anteriormente. O trabalho do WOG foi realizado para uma usina nuclear genérica, do tipo Pressurized Water Reactor (PWR), de forma que os resultados finais pudessem ser adaptados para cada usina específica.

As seis funções críticas de segurança especificadas⁷ pela Westinghouse Owner's Group são suficientes para manter a integridade das três primeiras barreiras, que são consideradas barreiras físicas diretas para dispersão do material radioativo. Estas funções são:

- a) Subcriticalidade;
- b) Resfriamento do Núcleo do Reator;
- c) Fonte Fria;
- d) Integridade do Primário;
- e) Integridade da Contenção;
- f) Inventário do Primário.

Estas funções críticas de segurança podem ser associadas com as barreiras segundo a tabela

II.1 abaixo:

Barreira	Função Crítica de Segurança
Matriz de Combustível e Revestimento	Subcriticalidade (minimiza a energia liberada pelo combustível)
	Resfriamento do Núcleo (provê uma adequada remoção de calor do combustível)
	Inventário (mantém a quantidade de refrigerante para uma efetiva remoção de calor)
Sistema de Refrigeração do Reator	Fonte Fria (retira o calor do sistema de refrigeração do reator)
	Integridade do Primário (evita sobre-pressão do sistema de refrigeração do reator)
	Inventário (previne a inundação e perda do controle da pressão)
Contenção	Integridade da Contenção (evita a sobre-pressão do vaso de contenção)

Tabela II.1 - Funções Críticas associadas a Barreiras

Cada função da primeira classe, anti-derretimento do núcleo tem prioridade em relação as outras. Em geral a função crítica subcriticalidade, onde se faz diretamente o controle da reatividade,

é a de mais alta prioridade, visto que a quantidade de calor que deve ser removido do núcleo é determinado por este controle. Seguindo a hierarquia, as próximas funções são aquelas responsáveis para manter uma refrigeração adequada do núcleo. Finalmente, se não foi feita uma adequada remoção de calor do núcleo, de nada adiantaria a remoção de calor do SRR (realizada pela função crítica: fonte fria).

As usinas nucleares de potência são projetadas de modo que existam dois ou mais meios que possam ser usados para executar cada função de segurança. Em geral o método de realizar uma função depende do estado da usina no instante em que a função for executada. Isto é, o estado em que se encontra a função no instante do evento é afetado pelo evento, pela ação do operador e pela ação do sistema.

Para executar as funções de segurança, o operador não precisa saber qual o evento que tenha ocorrido. Contudo ele precisa saber qual função deverá ser executada, quais são os possíveis meios disponíveis para executar esta função e qual o estado da usina. Incluem-se no estado da usina as variáveis relevantes ao processo e o estado dos equipamentos.

A utilização do conceito das funções críticas de segurança, a qual estão incorporados o princípio de hierarquia na utilização das funções de segurança e os vários meios disponíveis para executar cada função, dependendo do estado da usina, pode ajudar o operador a operar os sistemas da planta a fim de minimizar as conseqüências do evento. Para executar adequadamente as funções de segurança, o operador necessita que: (1) as informações sobre o estado da planta sejam completas e inteligíveis; (2) a forma de executar cada função de segurança seja apresentada com clareza, mostrando também os meios alternativos para executar cada função; (3) seja feito um adequado treinamento apresentando o conceito e a forma de execução das funções críticas de segurança .

Atendendo a estas necessidades será descrito, a seguir, o Sistema de Funções Críticas de Segurança cuja concepção baseia-se fundamentalmente na monitoração computadorizada em tempo real das seis funções críticas necessárias para a manutenção da integridade das três primeiras barreiras mencionadas anteriormente.

II.2.1 Descrição do Sistema de Funções Críticas de Segurança

O Sistema de Funções Críticas de Segurança (SFCS) avalia, em tempo real, para o caso de Angra, um conjunto de parâmetros de uma forma sistemática para se determinar o estado de cada função crítica de segurança. A melhor forma de se estruturar esta avaliação sistemática, é criar uma estrutura ramificada do tipo “árvore de decisão”. Esta árvore conhecida como árvore de estado tem um único ponto de entrada e vários pontos de saída (ramos terminais) mutuamente exclusivos dependendo dos valores dos parâmetros especificados na árvore. Como a passagem através de um ou outro ramo da árvore de estado dependerá do valor de um determinado parâmetro, cada árvore produz um único ponto de saída, ou seja, um único estado da função correspondente.

Através das árvores de estado das funções críticas de segurança pode-se determinar o estado de segurança da usina, independentemente da seqüência de acidente. Existe uma árvore de estado para cada uma das funções críticas, sendo que o conjunto dessas árvores determina o status de segurança da usina. Cada árvore de estado possui um conjunto de *parâmetros da usina que definem* o estado de cada função crítica na qual ela esta associada.

O SFCS percorre seqüencialmente todas as árvores de estado, fornecendo através de uma estação gráfica, em tempo real, o estado atualizado de todas as funções críticas.

As regras de prioridade das ações do operador são baseadas na hierarquia entre funções e na condição de cada função, formando dois níveis de hierarquia que se interrelacionam. A hierarquização das funções obedece a ordem em que foram apresentadas anteriormente neste capítulo, ou seja, SUBCRITICALIDADE é a função hierarquicamente mais alta e INVENTÁRIO é a mais baixa.

Tendo priorizado as funções críticas, as ameaças a essas funções devem ser priorizadas para cada função. A hierarquia dentro de cada função é baseada no fato em que cada passada através de uma árvore chega a um único ramo terminal da árvore. Desta forma cada ramo terminal recebe seu grau de prioridade, com base na severidade da ameaça que representa para a função crítica correspondente. Cada terminal de uma árvore é classificado dentro de quatro condições de estado (ameaça extrema, ameaça severa, anormal e satisfeita) definidas pelo SFCS, onde cada condição representa um grau de prioridade do estado de cada função crítica. Estas condições de estado são representadas seguindo um código de linhas coloridas e símbolos de terminação de modo a informar imediatamente ao operador que uma dada função crítica está sendo ameaçada e para indicar o grau de severidade da ameaça. Cada um destes códigos associados a um ramo terminal, com exceção dos ramos terminais de cor verde (função satisfeita), indica ao operador um procedimento de operação de emergência especialmente redigido para direcionar suas ações no sentido de restaurar a condição “satisfeita” da função crítica correspondente. Esses procedimentos especiais são denominados “procedimentos de recuperação de funções”.

Para o conjunto completo de árvores, a priorização das ações do operador é ditada pela seguinte ordenação:

- 1) Condições vermelhas (ameaças extremas), segundo a hierarquia das funções;
- 2) Condições laranjas (ameaças severas), segundo a hierarquia das funções;

3) Condições amarelas (funções não-satisfeitas), segundo a hierarquia das funções

Em resumo, a priorização das ações do operador ocorre tanto entre as árvores de estado seguindo a hierarquia das funções críticas associadas a elas, quanto dentro de cada função refletindo a urgência da condição relativamente à ação do operador, que é associada a um ramo terminal. Cada ramo terminal é por sua vez associado a um procedimento de recuperação apropriado a ser usado.

No próximo capítulo será descrito um destes procedimentos de recuperação das funções críticas de segurança para uma usina nuclear genérica tipo PWR.

CAPÍTULO III

AUTOMATIZAÇÃO DOS PROCEDIMENTOS PARA RECUPERAÇÃO
DAS FUNÇÕES CRÍTICAS DE SEGURANÇA PARA UMA USINA
NUCLEAR PWR

O Sistema de Supervisão de Parâmetros de Segurança funciona continuamente após a sua inicialização. Dessa forma, em qualquer instante que o Sistema de Proteção do Reator detectar a existência de uma condição anormal capaz de gerar o desligamento do reator ou no caso da geração de qualquer sinal de atuação manual do Sistema de Injeção de Segurança (sinal "S"), o SPDS apresentará automaticamente em uma CRT da console da Sala de Controle, as telas do Módulo de Árvore de Estado das Funções Críticas de Segurança. No instante da atuação, a árvore de estado que será mostrada na CRT dedicada, será aquela que na ordem hierárquica apresentada no capítulo anterior estiver mais crítica, e o técnico responsável pelo turno deverá estar sempre atento às mudanças nas condições de estado de qualquer uma das funções críticas de segurança, de modo a chamar na tela a árvore de estado cuja função estiver mais ameaçada.

Em função do grau de severidade da função crítica ameaçada, o operador é encaminhado através dos ramos da árvore para um determinado procedimento de restauração da função. Em geral cada árvore possui vários pontos terminais, onde cada qual representa um possível estado da função crítica de segurança, além disto, cada ponto terminal indicará também o procedimento a ser tomado para restaurar a função crítica ameaçada.

Analisando os procedimentos de recuperação das diversas funções críticas de segurança, verifica-se que para cada função existe um procedimento de restauração da respectiva função.

Evidentemente cada procedimento possui vários “caminhos de sucesso” que por sua vez necessitam da monitoração de vários sinais de controle e o acionamento de sistemas de recuperação. Como a execução destes procedimentos exige do operador agilidade e segurança, teve-se a idéia de implementar, como exemplo, um protótipo de um sistema computacional que atuará interativamente com o operador. Neste sistema caberá ao operador a entrada de dados e a execução da ação emitida pelo operador, cabendo apenas ao sistema a determinação da ação a ser tomada pelo operador.

A fim de demonstrar de forma mais clara o funcionamento deste protótipo, será descrito na próxima seção o procedimento de restauração, atualmente em uso na usina nuclear de Angra-1, em resposta à uma condição vermelha da função crítica Resfriamento do Núcleo, para que na seção seguinte possa ser apresentado de forma geral, o protótipo de um sistema computacional que ajudará o operador na execução deste procedimento de recuperação.

III.1 - Procedimento de Recuperação à Resposta ao Resfriamento Inadequado do Núcleo do Reator

O Procedimento de Recuperação à Resposta ao Resfriamento Inadequado do Núcleo do Reator é chamado a partir do ramo mais crítico (condição vermelha) da Árvore de Estado da Função Crítica de Segurança RESFRIAMENTO DO NÚCLEO DO REATOR, visando restaurar o resfriamento adequado do núcleo e minimizar os possíveis danos a este. Primeiramente, tenta-se a injeção de segurança em alta pressão. Caso esta tentativa não obtenha resultado, é feita uma depressurização do secundário de modo a diminuir a pressão do primário, conforme o secundário se depressuriza, aumenta o nível de água do gerador de vapor aumentando assim a troca de calor entre primário e secundário. Isto faz com que o vapor nos tubos de geradores de vapor do lado primário condenssem, resultando numa depressurização do primário. No instante em que a pressão do

primário atingir o “setpoint” dos acumuladores, eles começam a injetar e adicionar água ao sistema. Isso daria tempo para que a pressão possa ser reduzida abaixo do “setpoint” do sistema de remoção residual, que faria a refrigeração do núcleo a longo tempo. Se nenhuma das duas tentativas anteriores funcionarem, o operador ainda poderia partir as bombas de refrigeração do reator, produzindo um fluxo forçado do inventário restante através do núcleo. O sistema pode operar assim por muito tempo, entretanto, este método exige que a pressão do secundário seja reduzida a fim de assegurar o resfriamento do núcleo ao longo do tempo, pois as bombas de refrigeração do reator não podem funcionar indefinidamente funcionando a pressões muito baixas. O último método, para recuperação é a despressurização do primário através da abertura das válvulas de alívio (PORV) do pressurizador. Esta tentativa não surtirá muito efeito imediato, entretanto, a abertura dos PORV podem provocar a injeção momentaneamente dos acumuladores, dando tempo para o operador despressurizar o secundário e desta forma prover o resfriamento do núcleo a longo tempo.

Este procedimento é apresentado ao operador através de um relatório que fornece os passos a serem executados por ele, seguindo um formato bem definido. Este formato estabelece a divisão da página em três colunas: a primeira coluna informa ao operador qual o passo que está sendo realizado; a segunda coluna informa qual a ação que o operador deve executar no respectivo passo e qual a resposta esperada; a terceira e última coluna informa para o operador o que deve ser feito caso a resposta esperada não for obtida. Nos procedimentos originais de recuperação⁸ para a Resposta ao Resfriamento Inadequado do Núcleo, pode-se verificar claramente o formato anteriormente descrito. A seguir será apresentado uma breve descrição dos passos deste procedimento:

Atenção precedente ao Passo 1

É chamada a atenção do operador para alinhar o Sistema de Injeção de Segurança para recirculação pela perna fria, quando o nível do tanque de armazenamento de água de recarregamento atingir o nível de alarme.

Como as bombas do Sistema de Remoção de Calor Residual (SRCR) serão utilizadas nos passos a seguir, o operador é advertido que estas bombas não devem funcionar por mais de 5 horas sem água de refrigeração, de componentes, para os trocadores de calor do SRCR.

Passo 1

Neste passo o operador é instruído a alinhar as válvulas de Injeção de Segurança (IS) a fim de restabelecer a vazão desta. Para isso as válvulas do Sistema de Injeção de Segurança (SIS) e do Sistema de Remoção de Calor Residual (SRCR) devem estar abertas, caso contrário devem ser abertas manualmente de forma a suprir água ao primário.

Passo 2

Neste passo o operador deve confirmar a vazão de IS em todos os trens. Caso esta vazão não seja confirmada, este deve ligar as bombas e tentar estabelecer a vazão de carregamento, como fonte adicional de resfriamento.

Passo 3

O operador será instruído através deste passo a verificar as condições suporte das Bombas de Refrigeração do Reator (BRR). O operador deve confirmar se as condições de suporte estão disponíveis para funcionar as BRR. Se estas condições não estiverem disponíveis, o operador deve tentar estabelecê-las, enquanto prossegue para os passos subsequentes deste procedimento.

Além disso, se as BRR forem exigidas, elas deverão ser ligadas mesmo que todas as condições suportes não estejam disponíveis. Assim, o operador deve tentar estabelecer as condições mínimas para a operação das BRR^s.

Passo 4

Como a água dos acumuladores será usada nos passos posteriores como uma alternativa para a refrigeração do núcleo, o operador é instruído a verificar o estado das válvulas de isolamento destes acumuladores. Estas válvulas devem estar abertas e operáveis. Se, no momento, não se dispor de energia elétrica para estas válvulas, deve-se restaurar a energia elétrica. Caso estas válvulas estejam fechadas, elas devem ser abertas, a menos que tenham sido fechadas após a descarga dos acumuladores.

Passo 5

Este passo instrui o operador a verificar os termopares de saída do núcleo. Se o núcleo ainda estiver quente (mais que 650° C) o operador é instruído a ir para o passo 6.

Entretanto, se o núcleo está relativamente resfriado (menos que 650° C) e os passos anteriores obtiveram sucesso, o operador é instruído a retornar para o procedimento de recuperação anteriormente em efeito.

Nota Precedente ao Passo 6

Como para se obter uma amostra de hidrogênio da contenção pode levar um tempo considerável, o operador deve continuar com as ações de recuperação, enquanto se obtém essa amostra.

Passo 6

Neste passo o operador é instruído a obter uma amostra de hidrogênio da contenção. Isto é necessário pois o zircônio do revestimento do elemento combustível reage com a água, produzindo hidrogênio ao atingir temperaturas muito elevadas. Este hidrogênio pode escapar do primário através de uma ruptura e se acumular na contenção. Sabendo-se que, por um lado, quando o nível de hidrogênio na contenção atinge uma concentração em torno de 6% ele se torna altamente explosivo e se, por outro lado, um caminho de fuga suficientemente grande para evitar tais concentrações fosse aberto, os gases radioativos da contenção seriam liberados para a atmosfera. Torna-se necessário o levantamento da concentração de hidrogênio na contenção e, caso esta concentração esteja maior que 6% em ar seco, o Centro de Suporte Técnico da usina deve ser contactado para determinar as ações apropriadas.

Atenção ao precedente do Passo 7

O operador é advertido para providenciar fontes alternativas de água para as bombas do Sistema de Alimentação de Água Auxiliar (SAAA), se o nível do Tanque de Água de Alimentação estiver baixo. Isto é extremamente importante, já que a depressurização do secundário será usada para depressurizar o primário e assim recuperar o núcleo. Se a água de alimentação auxiliar estiver perdida, os geradores de vapor secarão e o primário se repressurizará. Se a IS (Injeção de Segurança) de alta pressão estiver indisponível, o primário também secará.

O operador é advertido também a não utilizar de um GV (Gerador de Vapor) falho ou rompido nos passos subsequentes, a menos que nenhum GV intacto esteja disponível.

Passo 7

Neste passo o operador é instruído a verificar os níveis dos geradores de vapor. Já que o sistema secundário será usado para recuperar o núcleo, é importante maximizar a transferência de calor do primário para o secundário. Para isto o operador deve controlar a vazão de água de

alimentação afim de manter o nível de faixa estreita de 4% a 50%. Se esse nível estiver menor do que 4% (para condições adversas na contenção), o operador é instruído a aumentar a vazão da água de alimentação a fim de ultrapassar este nível, entretanto se esta vazão estiver menor que 1038 lpm, o operador deve ir para o passo 16 deste procedimento.

Passo 8

Neste passo o operador é instruído a verificar os caminhos de purga do primário. Já que o primário está perdendo inventário, os caminhos de purga devem ser verificados para determinar se a fuga de inventário pode ser contida. Primeiramente, o operador é instruído a assegurar que as válvulas de bloqueio das PORV podem ser operadas. Isto é feito para assegurar que alguma PORV falha possa ser isolada. Além disso, uma das ações de recuperação subsequentes pode pedir para o operador abrir as PORV afim de reduzir a pressão do sistema primário. Assim, as válvulas de bloqueio podem ter que ser abertas também. A parte restante deste passo instrui o operador a isolar todos os caminhos de purga do primário.

Atenção ao precedente ao Passo 9

O operador é alertado que nos passos seguintes é aceitável um descobrimento parcial dos tubos do GV.

Passo 9

Neste passo o operador é instruído a reduzir rapidamente a pressão dos geradores de vapor para 12,3 Kg/cm². O operador deve desviar o vapor para o condensador a uma vazão máxima. Se o condensador não estiver disponível, devem ser usadas as PORV dos GV.

Afim de verificar a eficiência da despressurização do secundário, o operador é instruído a verificar a temperatura das pernas quentes do primário. Se, em pelo menos dois RTD, for indicada

uma temperatura menor que 204° C, o núcleo foi recoberto e o primário foi despressurizado, e com isso o operador deve parar com a despressurização do GV.

Passo 10

Este passo instrui primeiramente o operador a verificar o resfriamento adequado do núcleo. Estando a temperatura da perna quente do SRR menor que 204° C o operador é instruído a isolar todos os acumuladores. O operador deve tentar fechar as válvulas de isolamento dos acumuladores. Se isto não puder ser feito, o operador deverá purgar o nitrogênio contido nos acumuladores até a pressão atmosférica. Isto evita que o nitrogênio seja injetado no primário.

Passo 11

Neste passo o operador é instruído a desligar todas as BRR, a fim de evitar que as bombas sejam danificadas pela próxima despressurização, onde a pressão do primário cairá bem abaixo da pressão mínima exigida para operação das BRR.

Passo 12

Neste passo o operador é instruído a desviar vapor para o condensador a uma vazão máxima. Se isto não for possível ele deve usar as PORV (válvulas de alívio) do secundário. Estas duas alternativas visa despressurizar o secundário até a pressão atmosférica.

Passo 13

Nesse passo o operador é instruído a confirmar a vazão do SIS e do SRCR. Caso não seja possível ele deve tentar estabelecer a vazão de carregamento.

Passo 14

Este passo instrui o operador a verificar o resfriamento adequado do núcleo. Se o termopar estiver indicando menos que 204° C ele deve verificar se pelo menos duas temperaturas de cada perna quente do primário é menor que 171° C , a fim de prosseguir para o próximo passo.

Passo 15

Neste passo é instruído a retornar à recuperação ótima E-1 (perda do refrigerante do reator ou do secundário, passo 17).

Atenção ao precedente ao Passo 16

Esta nota informa ao operador que as condições normalmente exigidas para ligar as bombas de refrigeração do reator não são uma necessidade para este procedimento. Embora as BRR não sejam preparadas para operar em pressões muito baixas, o operador pode ter que anular os intertravamentos normalmente usados para proteger estas bombas e ligá-las, mesmo que suas expectativas de vida sejam reduzidas enormemente. Deve-se esclarecer que se as BRR não forem ligadas neste caso o núcleo será danificado severamente.

Passo 16

O objetivo deste passo é garantir que a temperatura do núcleo permaneça abaixo de 650° C. Se a temperatura subir acima de 650° C, o operador é instruído a ligar uma bomba adicional de refrigeração do reator. Se todas as bombas disponíveis de refrigeração do reator estiverem funcionando e a temperatura permanecer acima de 650°C, o operador é instruído a abrir as PORV e válvulas de bloqueio do pressurizador.

Passo 17

Este passo instrui o operador a usar os PORV do secundário até que o Sistema de Remoção de Calor Residual possa entrar em operação. Se isto não for possível o operador pode desviar o vapor pela turbo-bomba do SAAA e pelas válvulas de dreno da linha de vapor, caso contrário utilize o Sistema de Purga dos GV.

Passo 18

Este passo instrui o operador a verificar a vazão das bombas do SRCR através da indicação de vazão afim de prosseguir para o próximo passo.

É muito importante confirmar a vazão de IS da SRCR tão logo essa ocorra de modo a fechar todas as válvulas de isolamento dos acumuladores. Se algum acumulador não puder ser isolado, o operador deve então tentar purgar o nitrogênio dos acumuladores até a pressão atmosférica. Isto é feito para assegurar que os acumuladores não injetaram nitrogênio no primário.

Passo 19

Neste passo o operador é instruído a verificar a temperatura de cada perna quente. Isto é feito para assegurar que o núcleo está frio e que existe muito pouco vapor superaquecido no primário. Assim o operador só deve desligar as BRR se a temperatura da perna quente estiver abaixo de 177° C.

Passo 20

Neste passo o operador é instruído a verificar a vazão de injeção de segurança do SIS e do SRCR. Caso isto não seja confirmado, o operador deverá continuar tentando estabelecer a vazão de IS e tentar estabelecer a vazão de carregamento .

Passo 21

Neste passo o operador é instruído a verificar o resfriamento adequado do núcleo. Se pelo menos duas temperaturas de cada perna quente for menor que 177° C, o operador é instruído para passar para o próximo passo seguinte. Caso contrário, o operador deve retornar para o Passo 16 deste procedimento.

Passo 22

Neste passo o operador é instruído a ir para o Passo 17 da recuperação ótima E-1 (Perda de Refrigerante do reator ou do secundário).

III.2 - Informatização do Procedimento de Recuperação à Resposta ao Resfriamento Inadequado do Núcleo do Reator

A fim de ajudar o operador na execução do procedimento de recuperação à resposta ao resfriamento inadequado do núcleo foi desenvolvido, como exemplo, protótipo de um sistema computacional que apresenta na tela do computador, de forma concisa, todas as ações que o operador deverá tomar para recuperar a função crítica ameaçada. Este sistema funciona de modo interativo com o operador, ou seja, o operador faz a entrada de dados requeridos pelo computador, e este, por sua vez, em função destes dados, exhibe em sua tela as ações que deverão ser tomadas pelo operador.

O objetivo do desenvolvimento do protótipo citado é mostrar a viabilidade de automatização dos procedimentos de recuperação das funções críticas de segurança que, por terem uma estrutura ramificada e complexa, era considerada pouco provável, numa relação custo/benefício, a reprodução de suas lógicas em termos de um sistema computacional. O procedimento adotado como exemplo é

um dos mais complexos de implementação, mas a estrutura lógica dos demais procedimentos é bastante semelhante.

Este protótipo foi desenvolvido tomando como base os procedimentos originais⁸ discutidos na seção anterior. O protótipo segue este procedimento, de modo a apresentar sempre na tela o passo que deve ser executado pelo operador. O protótipo também toma cuidado para que ao requisitar que o operador entre com os dados exigidos dentro de um determinado passo, apresente em sua tela apenas as questões pertinentes ao respectivo passo, de forma a não confundir o operador, melhorando assim seu desempenho. Da mesma forma, ao expedir uma determinada ação para ser executada pelo operador, o computador apresenta na tela apenas a ação pertinente ao passo em questão. De modo a ilustrar esses dois tipos de telas, a figura 3.1 apresenta uma tela típica de “entrada de dados”, e a figura 3.2 apresenta uma tela típica de “ação expedida”.

Como o sistema desenvolvido é auto-explicativo, não há necessidade de consulta de manual para sua utilização. Para sua aplicação, este sistema deve estar instalado em um computador, padrão “IBM-PC”, na sala de controle de modo que o operador tenha acesso a este sistema. Para acioná-lo, basta o operador digitar a palavra chave que o identifica que, no exemplo deste trabalho, foi denominada “FR_C1”. Depois que o sistema for acionado, qualquer entrada de dados será feita via teclado, e toda resposta do computador será apresentada na tela deste.

Com o intuito de facilitar o entendimento do sistema, possibilitando inclusive implementações futuras encontra-se, no apêndice “A”, o fluxograma deste sistema.

RF-R.1	RESPOSTA AO RESFRIAMENTO INADEQUADO DO NÚCLEO	PASSO Nº 3
<p data-bbox="393 734 1219 834">Verifique se as seguintes válvulas do S.I.S estão abertas:</p> <ul data-bbox="419 954 703 1483" style="list-style-type: none">8805A (s/n) ?8805B (s/n) ?8802A (s/n) ?8802B (s/n) ?8803A (s/n) ?8803B (s/n) ?8801A (s/n) ?8801B (s/n) ?8815A (s/n) ?8815B (s/n) ?		
COPPE / UFRJ		

Fig 3.1 - Tela típica de “entrada de dados”.

RF-R.1	RESPOSTA AO RESERVIAMENTO INADEQUADO DO NÚCLEO	PASSO Nº 3
<div data-bbox="331 801 1275 1317" style="border: 1px solid black; padding: 10px;"><p>Estabelecer Vazão de Carregamento :</p><ol style="list-style-type: none">1- Abra válvula LCV-112-C;2- Ligue bombas de carregamento;3- Rearme isolamento fase - A;4- Abra válvula 8135;5- Confirme vazão de carregamento FT-128</div>		
COPPE / UFRJ		

Fig 3.2 - Tela típica de “ação expedida”.

CAPÍTULO IV

FLUTUAÇÕES NA TAXA DE PARTIDA DA ÁRVORE

SUBCRITICALIDADE

O estado da função crítica de segurança SUBCRITICALIDADE, e das demais funções, é avaliado através das monitorações das árvores de estado. São representações lógicas em função dos parâmetros de segurança de uma usina nuclear, cujo resultado aponta para uma única saída, que indica o procedimento de recuperação a ser adotado. Na versão original as árvores de estado das funções críticas de segurança foram definidas sem que fosse mandatória sua monitoração automatizada. Mesmo nesta versão original era previsto um problema que posteriormente foi confirmado na maioria das aplicações das funções críticas de segurança. Tal problema consistia na flutuação das taxas de partida, nas faixas fonte e intermediária, devido a sensibilidade eletrônica dos canais de instrumentações.

O problema citado tornou-se mais evidente quando foram recomendados sistemas computacionais para auxílio à monitoração das funções críticas de segurança. Tais sistemas executam em tempo real a lógica das árvores de estado das funções críticas de segurança ficando mais evidente as flutuações das taxas de partida e, conseqüentemente, as flutuações nos ramos de saída das árvores de estado.

Neste capítulo será feita uma breve descrição da função crítica de segurança SUBCRITICALIDADE, com o objetivo de localizar o problema, e serão apresentadas também neste capítulo as causas das flutuações nas taxas de partida e proposta uma solução para inibir tais flutuações na lógica das árvores de estado subcriticalidade. A solução deste problema é importante

na medida em que ela aumenta a confiabilidade dos operadores nos sistemas computadorizados de auxílio a operação de usinas nucleares.

IV.1 - Descrição da árvore de estado da função crítica Subcriticalidade

A árvore de estado Subcriticalidade monitora de forma sistemática o estado da reatividade do núcleo, a fim de se determinar o estado da Função Crítica de Segurança Subcriticalidade. Por representar a função crítica de mais alta prioridade, esta árvore deve ser sempre a primeira das árvores a ser monitorada pelo operador. Esta árvore, caso se identifique uma condição de alarme, dirige o operador para o respectivo procedimento de recuperação do estado da função crítica. Este procedimento é análogo ao descrito no capítulo III.

Uma vez que esta árvore monitora o estado da reatividade do núcleo, os parâmetros avaliados são aqueles que caracterizam o comportamento do fluxo de nêutrons na faixa de potência e a taxa de partida nas faixas intermediárias e fonte. Desta forma, esta árvore exige a indicação do fluxo de nêutrons na faixa de potência, bem como a indicação da taxa de partida (taxa de variação do fluxo de nêutrons) nas faixas fontes e intermediária.

A Figura 4.1 mostra o formato básico em blocos da Árvore de Subcriticalidade. Cada bloco de decisão contém o texto de uma pergunta relacionada com um parâmetro que representa o estado da função crítica, e as palavras “SIM” e “NÃO” como possíveis respostas à pergunta. A resposta obtida à pergunta de cada bloco pode levar a um outro bloco de decisão ou a um ponto de saída. Cada ponto de saída é representado por dois círculos concêntricos formando um anel, que por sua

vez é ligado ao último bloco de decisão através de um ramo. De modo a identificar facilmente o estado da função crítica, tanto o anel terminal quanto o último ramo recebem uma representação gráfica e colorida diferenciada para cada estado da função crítica. A tabela 4.1 mostra esta representação.

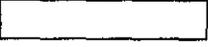
ESTADO DA FUNÇÃO	COR	RAMO	ANEL
AMEAÇA EXTREMA	VERMELHA		
AMEAÇA SEVERA	LARANJA		
CONDIÇÃO ANORMAL	AMARELA		
FUNÇÃO SATISFEITA	VERDE		

Tabela 4.1 - Simbologia utilizada nas Árvores de Estado

Vá para RF-S.1

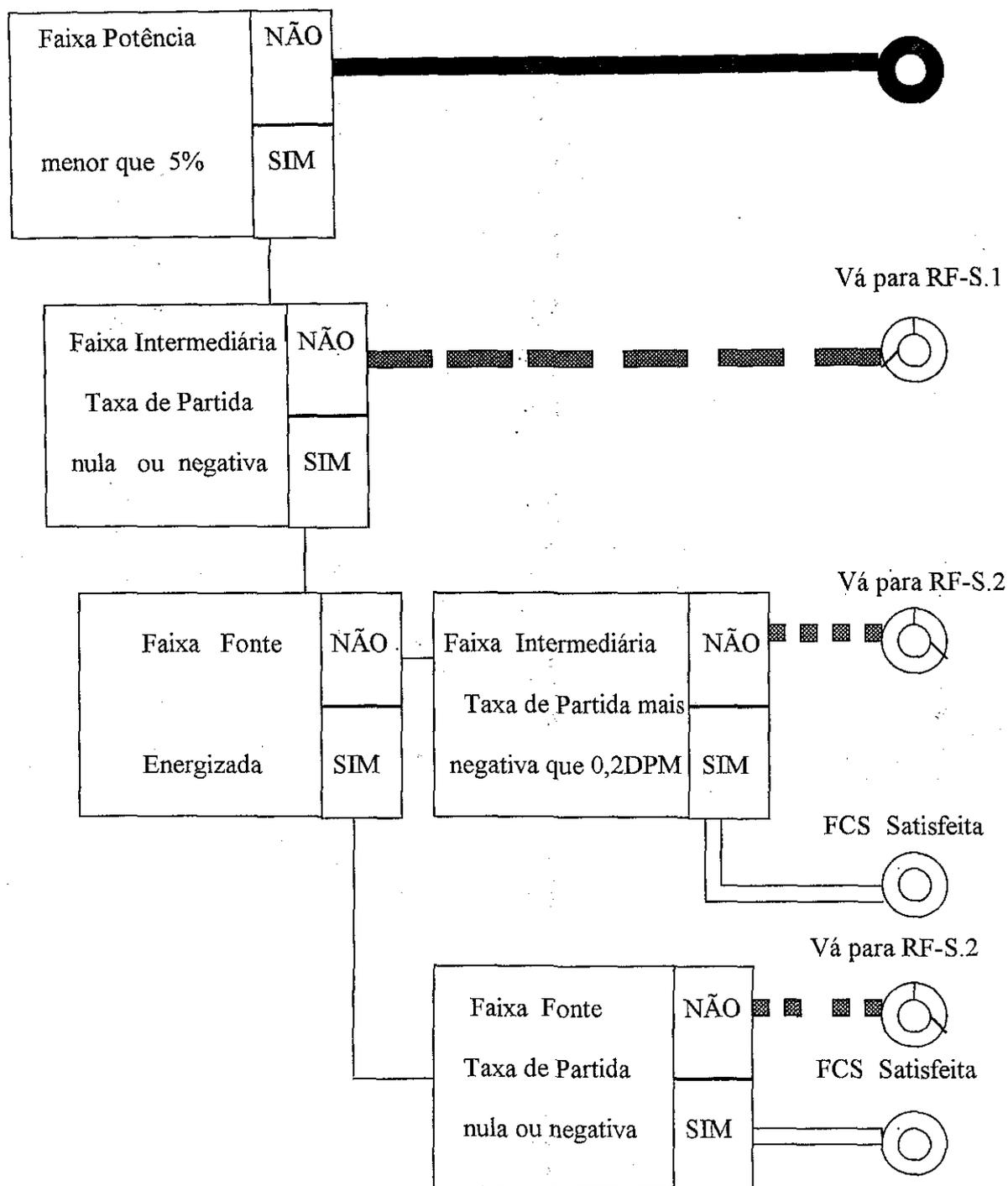


Figura 4.1 - Formato básico em blocos da Árvore de Subcriticalidade.

A pergunta do primeiro bloco desta árvore, "Faixa de potência menor que 5%", está relacionada com os medidores da faixa de potência, identificando assim se o nível de potência é maior que o nível do calor de decaimento alguns instantes após o desarme do reator. Caso o nível de potência seja maior que 5%, tanto o ramo quanto o anel de saída receberão uma codificação vermelha e o procedimento FR-S.1 é referenciado, já que esta potência representa uma séria ameaça para a integridade da barreira matriz do combustível. Caso a indicação da potência seja menor que 5%, a resposta deste primeiro bloco é positiva, prosseguindo então para o segundo bloco.

A pergunta do segundo bloco, "Taxa de partida na faixa intermediária nula ou negativa", não se refere ao valor do fluxo de nêutrons, mais sim como ele está se comportando. Nesta situação o sinal da taxa de partida é determinado pela variação no tempo do fluxo de nêutrons medidos pelos detectores de faixa intermediária. Ou seja, a taxa de partida é a derivada do fluxo de nêutrons em relação ao tempo e sua indicação é dada em DPM (décadas por minuto). Se o fluxo de nêutrons na faixa intermediária estiver aumentando (taxa de partida positiva), então é questão de tempo para que o fluxo de nêutrons entre na faixa de potência. Nesta condição o núcleo se encontra numa situação um pouco melhor que a condição de codificação vermelha descrita anteriormente. Por este motivo, tanto o ramo quanto o anel de saída receberão uma codificação laranja, indicando que o operador deve agir prontamente. O procedimento referenciado é o mesmo do que o da condição vermelha, indicando que são exigidas ações similares para ambos os casos. Se o fluxo de nêutrons na faixa intermediária estiver diminuindo (taxa de partida negativa) ou estável (taxa de partida nula), a resposta à pergunta deste bloco é positiva , prosseguindo-se então para o terceiro bloco.

A pergunta do terceiro bloco, "Faixa fonte energizada?", determina se o reator está operando na faixa fonte. Ou seja , verifica se o fluxo de nêutrons está abaixo de 10^6 CPS (contagens por segundo). Estando o fluxo de nêutrons abaixo deste limite, a resposta à pergunta deste bloco é positiva prosseguindo-se então para o quinto bloco. Se a faixa fonte não estiver energizada, o fluxo

de nêutrons ainda está alto para poder considerar o reator subcrítico e desta forma a resposta à pergunta deste bloco é negativa, prosseguindo-se assim para o quarto bloco.

A pergunta do quarto bloco, “Taxa de partida na faixa intermediária mais negativa que -0,2 DPM”, determina se a variação do fluxo de nêutrons no tempo está diminuindo. Caso o valor desta taxa seja menos negativo que -0,2 DPM, a resposta à pergunta deste bloco é negativa. Sendo assim, tanto o ramo quanto o anel de saída serão preenchidos com a cor amarela, indicando uma situação anormal e o operador é encaminhado para o procedimento FR-S.2. Por outro lado, caso o valor dessa taxa de partida seja mais negativo que -0,2 DPM a resposta para a pergunta deste bloco é positiva e, assim sendo, o ramo de saída é preenchido com a cor verde, indicando condição satisfeita para a função crítica Subcriticalidade.

A pergunta do quinto e último bloco, “Taxa de partida da faixa fonte nula ou negativa”, analisa a taxa do fluxo de nêutrons na faixa fonte. Caso este fluxo de nêutrons esteja aumentando (taxa de partida positiva), o reator não está subcrítico, porém o fluxo de nêutrons está longe de alcançar valores que indiquem alguma potência significativa, não representando assim nenhuma ameaça imediata. Desta maneira tanto o ramo quanto o anel de saída recebe a codificação amarela, refletindo a condição anormal, e o operador é encaminhado ao procedimento FR-S.2. Caso o fluxo de nêutrons na faixa fonte esteja decrescendo ou estável (taxa de partida negativa ou nula) a resposta à pergunta deste bloco é positiva. Desta forma o ramo de saída é codificado com cor verde indicando uma condição satisfeita para a função crítica Subcriticalidade.

Todos os blocos de decisão descritos anteriormente, terão os ramos de saída dependentes dos sinais do processo da geração de nêutrons no núcleo do reator. Estes sinais são enviados do Sistema de Detecção Nuclear Externo (SDNE), que mede o fluxo de nêutrons no interior do reator. Para entender as causas nas flutuações dos sinais provenientes do SDNE que, como descrevemos nesta

seção, pode dar origem a informações incorretas do estado da árvore da função crítica de segurança, faremos a seguir uma descrição de tal sistema.

IV.2 - Sistema de Detecção Nuclear Externo (SDNE)

O sistema de detecção nuclear externo ao núcleo determina a potência do reator através da medição de fluxo de nêutrons. Este fluxo é medido por detetores instalados no lado externo do vaso do reator e posteriormente processados através de circuitos eletrônicos, que estão instalados no painel de instrumentação nuclear localizados na Sala de Controle.

A fim de cobrir toda a faixa de funcionamento do reator, foram definidos três níveis de operação. O primeiro nível chamado Faixa Fonte, cobre a faixa inferior (seis décadas do fluxo de nêutrons); o segundo nível é denominado faixa intermediária, cobrindo oito décadas do fluxo de nêutrons, sobrepondo tanto a Faixa Fonte quanto a Faixa de Potência; o terceiro e último nível é denominado Faixa de Potência que cobre três décadas.

O canal Faixa Fonte é usado para monitorar o fluxo de nêutrons quando o reator estiver desligado durante a partida até a *criticalidade* em uma potência muito baixa, o que compreende a seis décadas da taxa de fluxo de nêutrons. Existem dois canais de Faixa Fonte numa usina PWR de dois circuitos.

Como o fluxo de nêutrons nesta faixa é pequeno, utiliza-se o detetor proporcional tipo BF3 devido a sua alta sensibilidade, se comparado com uma câmara de ionização, e pela sua durabilidade. O sinal de saída deste detetor, também denominado Contador Proporcional, é função do fluxo de nêutrons de fuga; abrange uma faixa entre 1 e 10^6 pulsos por segundo. Cada pulso significa um sinal

para contagem, daí ser comum falar-se em contagem por segundo (CPS) ao invés de pulso por segundo. Este canal também indica a taxa de variação de fluxo de nêutrons durante o desligamento e a fase de partida do reator.

O sinal de nível da taxa de contagem é aplicado em relés biestáveis, que geram sinais de Trip para o sistema de proteção do reator. O sinal de pulso já discriminado, de cada canal da Faixa Fonte, é ainda amplificado e convertido em sinal audível. Os sinais de nível de contagem são também aplicados no circuito Comparador e de Taxa, onde a taxa de variação de nível de fluxo de nêutrons é computada. A seguir será apresentado o diagrama de blocos de um canal da Faixa Fonte (fig 4.2) e a descrição individual do circuito representado por cada bloco.

O pré-amplificador recebe pulsos elétricos de baixo nível vindos do contador proporcional BF₃, que é sensível a nêutrons térmicos, e amplifica-os até um nível razoável a fim de poderem ser transmitidos para o Amplificador de Pulso, localizado no painel da instrumentação nuclear. O pré-amplificador tem que estar localizado a até 65 metros do detetor e a até 265 metros do painel de instrumentação nuclear para uma operação satisfatória. O pré-amplificador também otimiza a relação sinal/ruído e faz o acoplamento entre a alta voltagem e o detetor.

O amplificador de pulso e discriminador recebe os pulsos do pré-amplificador, discrimina os produzidos por nêutrons daqueles formados por ruídos e radiação gama, permitindo passar apenas os pulsos devidos a nêutrons, amplificando-os mais uma vez antes que sejam enviados para o Moldados de Pulsos.

A discriminação de pulsos é feita por um circuito que bloqueia todos os pulsos abaixo de uma certa tensão. Passando somente os pulsos produzidos por nêutrons, já que estes tem uma amplitude bem maior que os pulsos produzidos por gama/ruído.

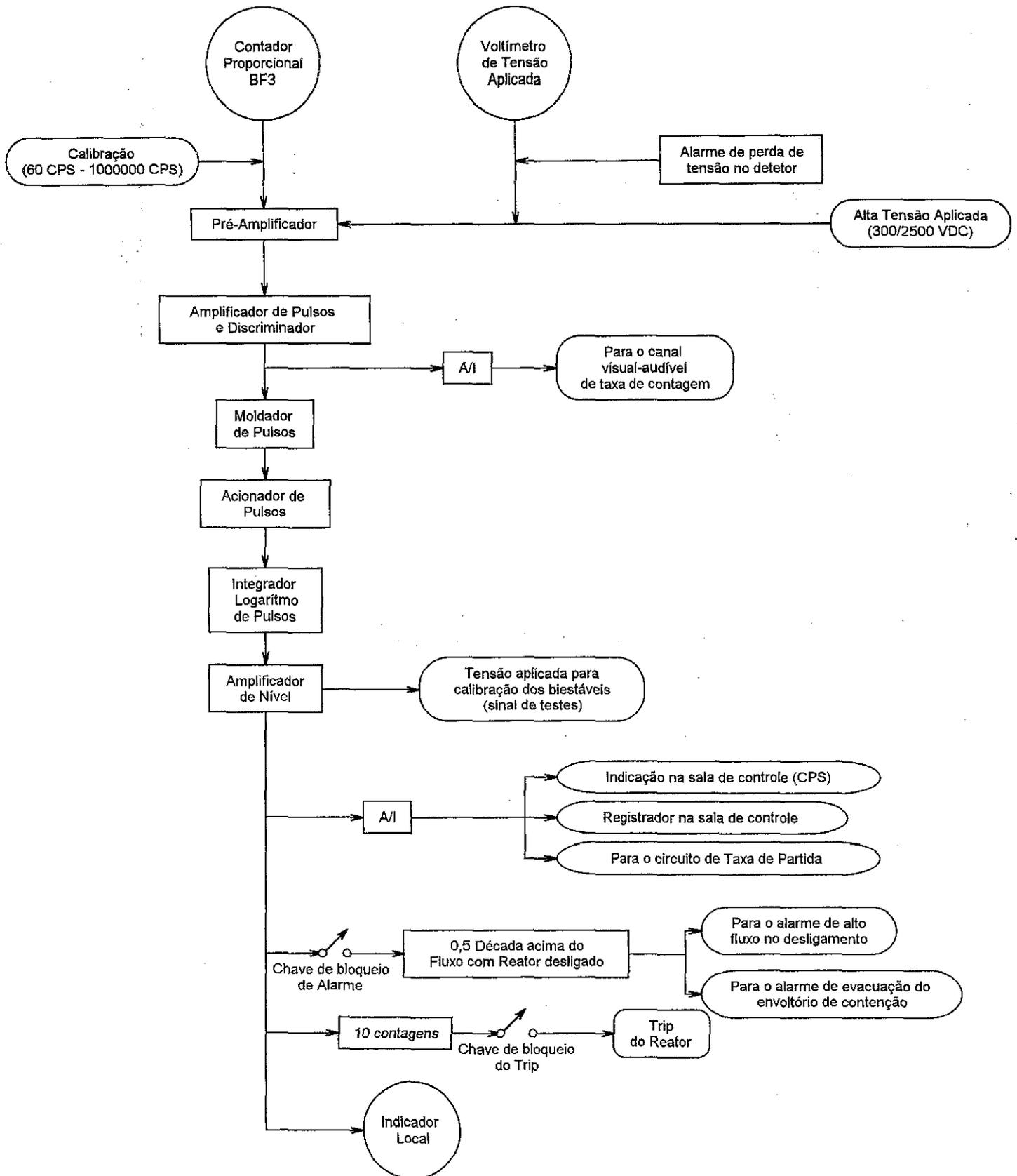


Fig 4.2 DIAGRAMA DE BLOCOS DA FAIXA FONTE

Este módulo também tem uma saída isolada para acionar os circuitos de áudio, que geram um sinal audível proporcional a taxa de contagem.

A unidade Moldador de Pulso recebe os pulsos após terem sido discriminados e reamplificados e molda-os em uma onda de forma quadrada. O sinal de saída será então uma onda quadrada, de amplitude constante, cuja frequência será a metade da frequência de pulsos na entrada, pois são necessários dois pulsos para que haja uma mudança completa de ciclo do multivibrador dessa unidade.

Os pulsos já moldados em onda quadrada são enviados para o Acionador de Pulsos com amplitude padronizada. Este acionador faz uma nova amplificação e direciona os pulsos para o Integrador Logaritmo de Pulso.

O integrador logaritmo recebe os pulsos positivos de forma quadrada da saída do acionador de pulsos e integra-os, fornecendo, na saída, uma tensão negativa de corrente contínua proporcional aos logaritmos da frequência de pulsos ($V_{out} \sim \log V_{in}$).

O amplificador de nível recebe a voltagem negativa CC, da saída do integrador e a amplifica por um fator de 40, para produzir uma voltagem de saída de 0 a +10 VCC, proporcional ao logaritmo da taxa de repetição de pulsos. Esta voltagem de saída é então aplicada a um medidor calibrado em contagens por segundo, de 10^0 a 10^6 , localizado na frente do painel. Esta voltagem também é aplicada a acionadores de Relés Biestáveis e a um amplificador de isolamento.

O acionador de relé biestável é basicamente um interruptor eletrônico usado para controlar a aplicação ou remoção de uma voltagem AC, para operação de relés localizados remotamente. Este circuito pode ser ajustado para operar em qualquer ponto da faixa 0 a +10VCC.

Para a Faixa Fonte estão previstos quatro acionadores de relés biestáveis, como sendo: alto fluxo quando desligado; desligamento por nível, perda de alta voltagem para o detector e um sobressalente.

A finalidade do Amplificador de Isolamento é fornecer um alto grau de isolamento entre os circuitos de Faixa da Fonte e os equipamentos ligados aos mesmos. Este amplificador é altamente linear, com relação de um para um.

Na Faixa da Fonte está previsto um amplificador de isolamento que envia sinais para o computador, registrador, indicador e para o Circuito Comparador e de Taxa (descrito no item 4.7 deste capítulo).

Finalmente o módulo de teste para calibração contém osciladores selados, para testar os circuitos de Canal de Faixa da Fonte. Estes osciladores são de 60, 10^2 , 10^5 e 10^6 pulsos por segundo.

Quando qualquer um destes osciladores é energizado, os pulsos gerados naquela frequência específica são aplicados nos circuitos do sistema, sendo então lidos no medidor de CPS na frente do painel. Para este fim, a Chave Seletiva de Operação seleciona qual do módulo de teste para calibração e do pré-amplificador será energizado ao mesmo tempo que a Chave Desligamento por Nível é colocada na posição de desvio, afim de evitar o desligamento do reator pela atuação do canal que vai ser testado. Durante a operação normal, a chave é colocada na posição NORMAL, ficando os módulos de teste desenergizados.

IV.3 - Processo de Detecção da Faixa Intermediária

O detector de Faixa Intermediária tem a finalidade de monitorar o nível do fluxo de nêutrons do reator e fornecer o sinal para o circuito de taxa, onde é computada a taxa de variação deste fluxo.

Para uma usina nuclear tipo PWR existe, em geral, dois canais independentes na Faixa Intermediária. Usa-se a câmara de ionização compensada porque o detetor opera num nível de fluxo razoavelmente alto em relação ao canal da Faixa Fonte, sendo suficiente um detetor trabalhando na região de ionização para mandar um sinal captável eficientemente pela instrumentação.

A faixa intermediária inicia sua indicação quando a Faixa Fonte atingir 10^3 CPS e continua a indicar até a plena potência do reator. O sinal de corrente contínua, vinda do detetor, é aplicado a um amplificador logaritmo e enviado ao medidor no painel frontal da gaveta de faixa intermediária, bem como a amplificadores de isolamento e relés biestáveis. A finalidade do amplificador logaritmo é fazer com que o espectro de corrente de 10^{-11} a 10^{-3} Ampères, vindo do detetor, seja mensurável e também para que haja nível de sinal adequado para aplicação nos relés biestáveis e amplificadores de isolamento. A indicação além de ser feita no painel frontal, em Ampères, é feita também em indicadores na Sala de Controle, painel de reator. A seguir será descrito o diagrama de bloco de um canal da Faixa Intermediária, conforme representado na Figura 4.3, e a descrição individual do circuito representado por cada bloco.

O Amplificador Logaritmo de Nível recebe o sinal de corrente vindo do detetor tipo câmara de ionização compensada, fornecendo uma voltagem de saída que é proporcional ao logaritmo da corrente linear da entrada. O sinal de saída do amplificador é aplicado simultaneamente a um amplificador de isolamento, quatro relés biestáveis e a um medidor calibrado em "ampères de nível de nêutrons", entre 10^{-11} a 10^{-3} Ampères.

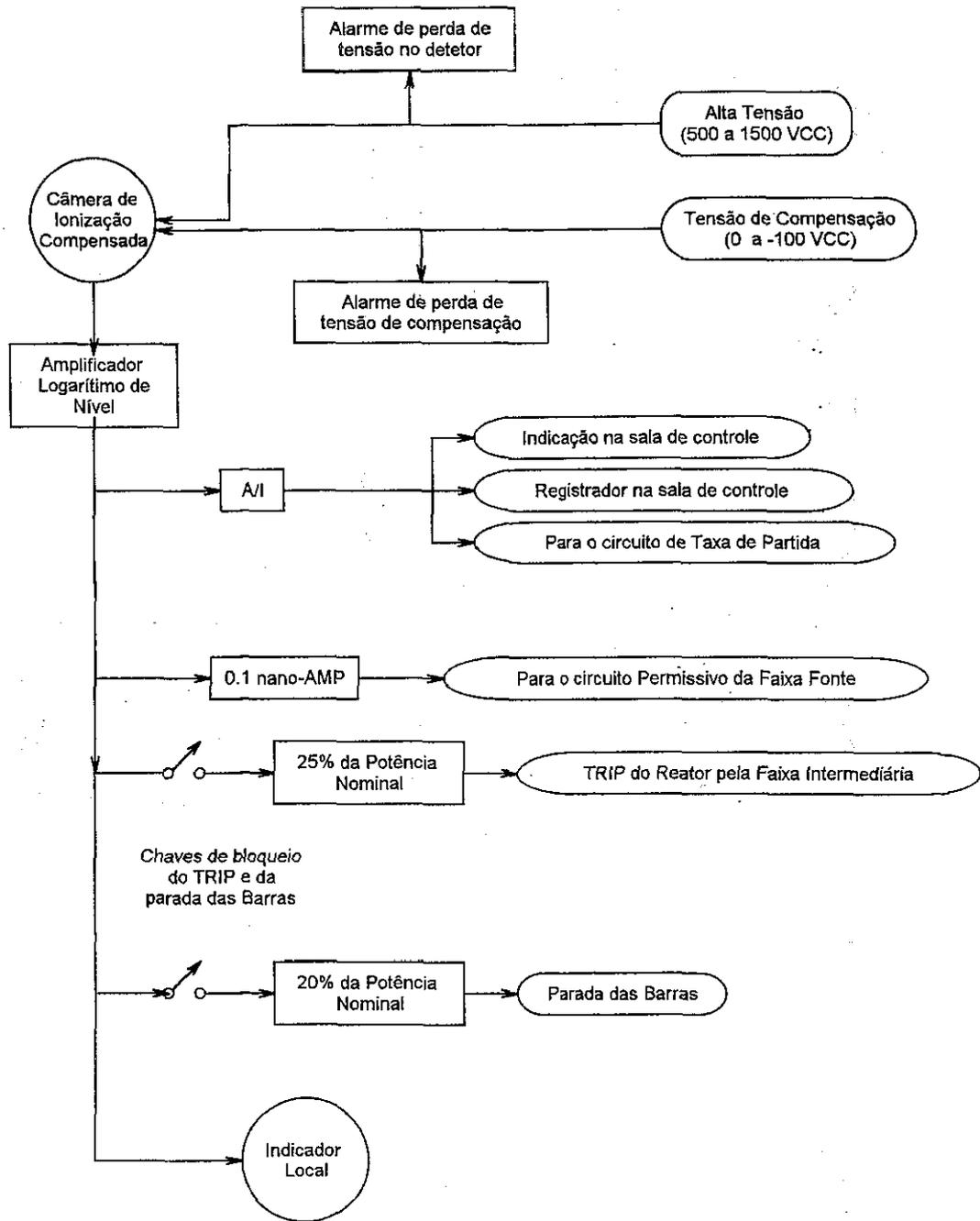


Fig 4.3 DIAGRAMA DE BLOCOS DA FAIXA INTERMEDIÁRIA

A operação do Acionador de Relé Biestável é a mesma como descrita para os acionadores da Faixa Fonte, por terem a mesma construção e características.

A operação do Amplificador de Isolamento também já foi descrita na Faixa Fonte. Na Faixa Intermediária também está previsto um amplificador de isolamento, cujos sinais de saída são enviados para indicação remota na Sala de Controle, registro, computador e para o circuito comparador e de taxa.

O Módulo para Calibração da Faixa Intermediária tem a finalidade de gerar níveis de corrente precisos, que vão de 10^{-11} a 10^{-3} Ampères, década por década, para calibração dos circuitos desta faixa.

Será descrito a seguir um circuito auxiliar do sistema de detecção nuclear externo de uma usina PWR: o circuito Amplificador de Taxa de Partida.

IV.4 Circuito Amplificador de Taxa de Partida

Este circuito deriva o sinal de entrada, fornecendo em sua saída um sinal proporcional à taxa de variação do sinal de entrada. Estão previstos quatro destes amplificadores na gaveta do circuito comparador e de taxa, sendo dois para Faixa Fonte e dois para Faixa Intermediária. O circuito amplificador de taxa recebe como entrada um sinal logaritmo de 0 a 10 VCC, representando o fluxo de nêutrons, deriva-o a fim de fornecer em sua saída a taxa de variação de fluxo de nêutrons. Como os quatro amplificadores são iguais, a descrição abaixo serve para qualquer um deles.

Os circuitos amplificadores de taxa de Partida são baseados na relação voltagem/corrente do capacitor. Considere a relação $Q=CV$, onde V é a diferença de potencial (ddp) entre os terminais do capacitor e Q é a carga sobre ele. Uma variação na ddp no capacitor, produz uma variação na mesma proporção de Q , a qual é definida como corrente I . Desta forma a corrente I do capacitor é sempre proporcional à variação da tensão no mesmo. A fig 4.4 apresenta o diagrama esquemático do circuito amplificador de taxa.

Os capacitores C_{1W} até C_{5W} junto com o potenciômetro R_{1W} e os resistores R_{2W} e R_{3W} formam um circuito diferenciador RC. A constante de tempo do diferenciador pode ser ajustada através do potenciômetro R_{1W} , de modo que o sinal resultante aproxime-se da derivada do sinal de entrada. O amplificador DC A_{1W} , atuando como amplificador não inversor, cuja malha de realimentação é composta dos resistores R_{8W} a R_{12W} e pelo capacitor C_{6W} possibilita um ganho ajustável do sinal de entrada, através do potenciômetro R_{9W} , de 100 a 300 vezes. O potenciômetro R_{11W} faz o ajuste de zero na saída, para um sinal invariante na entrada. Os diodos CR_{1W} e CR_{2W} junto com os resistores R_{4W} a R_{7W} servem como limitadores de nível de entrada, diminuindo também o tempo de recuperação do circuito RC para transientes. Os diodos zener CR_{3W} e CR_{4W} limitam a saída entre $-2,5V$ e $+13V$.

O módulo de teste para calibração tem a finalidade de permitir a verificação e teste dos amplificadores de taxa de partida da Faixa Fonte e da Faixa Intermediária.

O sinal de saída deste módulo é uma voltagem em rampa tipo dente de serra, cuja inclinação é equivalente a uma taxa de partida de 1 a 5 década por minuto (DPM), selecionável por chave apropriada.

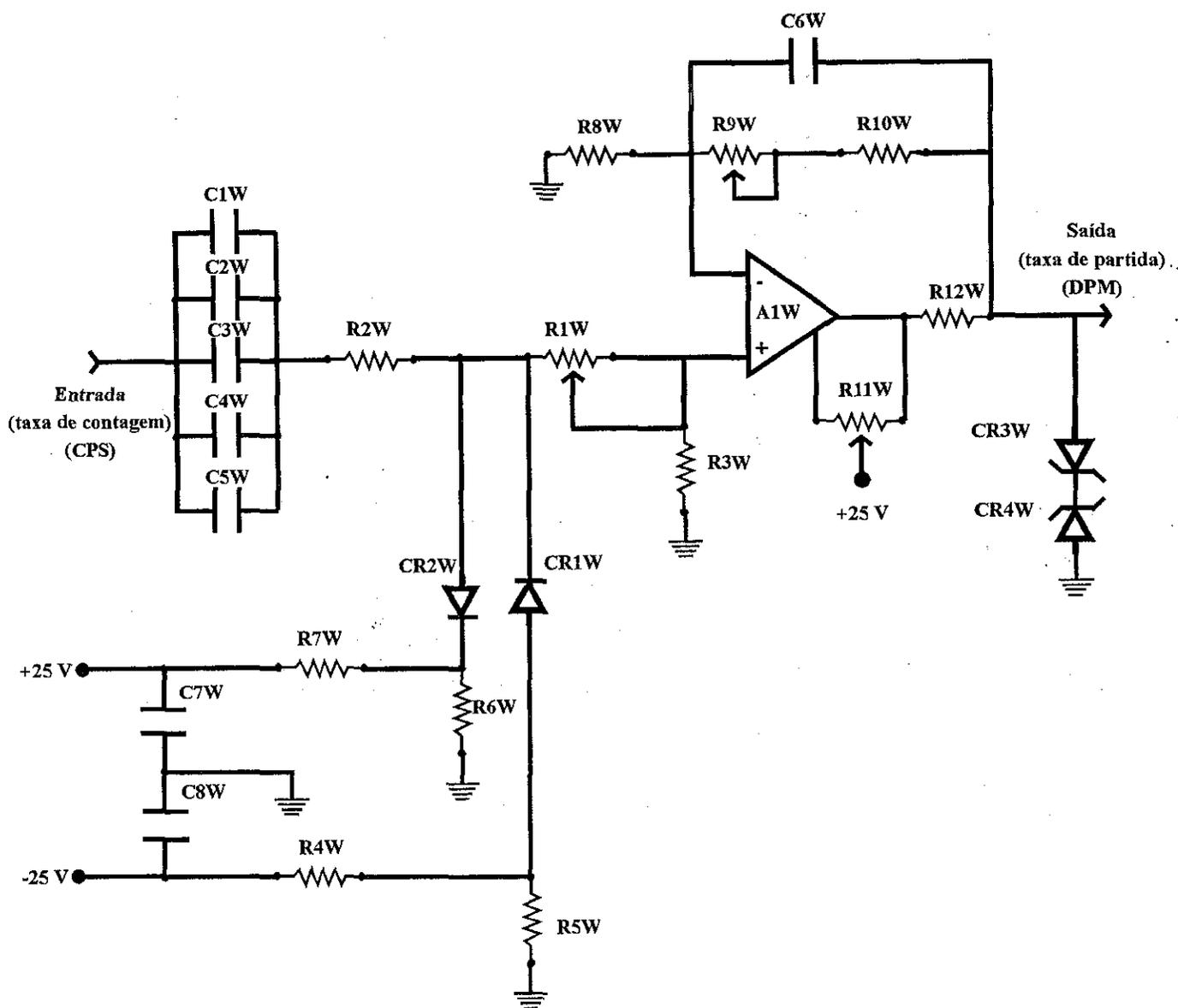


Fig 4.4 - DIAGRAMA ESQUEMÁTICO DO CIRCUITO AMPLIFICADOR DE TAXA

IV.5 Origens da Flutuação dos Sinais da Taxa de Contagens

Analisando o esquema eletrônico de um circuito Comparador e de Taxa (Fig 4.4), verificou-se que foi projetado um único circuito para atender a faixa fonte e intermediária, com uma banda larga em resposta de frequência. Desta forma é eliminado qualquer processo de filtragem, fazendo com que o sinal de entrada seja aplicado direto no circuito diferenciador. O circuito diferenciador é por sua vez, um circuito muito sensível às variações de sua entrada. Logo, para um sinal ruidoso de entrada, o circuito diferenciador terá em sua saída um valor errôneo em relação a derivada do verdadeiro sinal (sem ruído).

Existe um determinado tipo de ruído, chamado de ruído de cintilação (flicker), que tem um espectro de densidade de potência inversamente proporcional à frequência do sinal. É óbvio, portanto, que este ruído será predominante em frequências baixas. Esse ruído pode surgir devido às condições que variam lentamente na superfície do catodo.

Quando o fluxo de nêutrons é muito baixo, significando uma frequência baixa de sinal de entrada nos circuitos de detecção, o nível de ruído de cintilação na saída destes circuitos será maior, fazendo com que a relação sinal/ruído na entrada do circuito amplificador de taxa diminua. Como este circuito é bastante sensível às variações do sinal de entrada, o ruído presente fará com se produza um sinal errôneo para o valor da taxa de fluxo de nêutrons.

Uma vez que o sinal na saída do circuito diferenciador já está “contaminado” pelo ruído, as soluções que serão apresentadas a seguir, determinam a tendência do sinal através do sinal indicativo de fluxo de nêutrons registrados pelo computador. Desta forma serão empregados métodos estatísticos sobre as amostras já armazenadas, de modo a atenuar a componente aleatória do sinal.

Primeiramente, estes métodos serão apresentados de uma forma mais geral, para posteriormente serem utilizados na resolução do problema em questão.

IV.6 Processo de Avaliação de Tendências

Seja um conjunto de observações no tempo, denominadas séries temporais $\{Z_t, t = 1 \dots N\}$.

Decompondo cada termo Z_t em dois componentes não observáveis, tem-se:

$$Z_t = T_t + \alpha_t \quad ; \text{ onde} \quad (4.1)$$

T_t = tendência do sinal,

α_t = componente aleatória de média zero e
variância constante.

Há vários métodos de se estimar T_t . Os mais utilizados consistem em :

- i) Ajustar uma função do tempo, como um polinômio, uma exponencial ou outra função suave de t ;
- ii) Suavizar os valores da série ao redor de um ponto, para estimar a tendência naquele ponto.

IV.6.1 Método da Tendência Polinomial

Um procedimento, muitas vezes utilizado, é ajustar uma curva aos valores observados da série para estimar T_t e fazer previsões. Como no problema em questão, para um curto intervalo de tempo, o sinal de entrada pode ser considerado uma função suave, a tendência do sinal será estimado por um polinômio. Suponha então que:

$$T_t = b_0 + b_1 \cdot t + \dots + b_m \cdot t^m$$

onde o grau m do polinômio é menor que o número de observações N . Para estimar os parâmetros b_j $\{j=1 \dots m\}$ utiliza-se o método dos mínimos quadrados, ou seja minimiza-se :

$$f(b_0, b_1, \dots, b_m) = \sum_{t=1}^N [Z_t - (b_0 + b_1 \cdot t + \dots + b_m \cdot t^m)]^2$$

Considerando que a taxa de partida expressa a taxa de variação do fluxo de nêutrons em décadas por minuto (DPM), e que esta taxa é determinada calculando-se a variação do logaritmo do fluxo de nêutrons no tempo. Contudo o fluxo de nêutrons varia exponencialmente no tempo, fazendo com que o logaritmo deste fluxo torne uma função linear. Logo, um polinômio de primeiro grau é adequado para representar T_t .

$$T_t = b_0 + b_1 \cdot t$$

Desta forma a equação 4.1 reduz-se a:

$$Z_t = b_0 + b_1 \cdot t + a_t \Rightarrow a_t = Z_t - b_0 - b_1 \cdot t ;$$

$$\text{minimizando, } f(b_0, b_1) = \sum_{t=1}^N (Z_t - b_0 - b_1 \cdot t)^2$$

$$f(b_0, b_1) = (Z_1 - b_0 - b_1)^2 + (Z_2 - b_0 - 2 \cdot b_1)^2 + \dots + (Z_N - b_0 - N \cdot b_1)^2,$$

De acordo com o cálculo infinitesimal, $f(b_0, b_1)$ será mínimo quando as derivadas parciais de $f(b_0, b_1)$ em relação a b_0 e b_1 forem nulas. Então:

$$\frac{\delta}{\delta b_0} f(b_0, b_1) = -2 \cdot \{(Z_1 - b_0 - b_1) + (Z_2 - b_0 - 2 \cdot b_1) + \dots + (Z_N - b_0 - N \cdot b_1)\} = 0$$

$$\frac{\delta}{\delta b_1} f(b_0, b_1) = -2 \cdot \{(Z_1 - b_0 - b_1) + 2 \cdot (Z_2 - b_0 - 2 \cdot b_1) + \dots + N \cdot (Z_N - b_0 - N \cdot b_1)\} = 0$$

e essas expressões fornecem as equações normais desejadas:

$$N \cdot b_0 + b_1 \cdot \sum_{t=1}^N t - \sum_{t=1}^N Z = 0$$

$$b_0 \cdot \sum_{t=1}^N t + b_1 \cdot \sum_{t=1}^N t^2 - \sum_{t=1}^N t \cdot Z = 0$$

Resolvendo o sistema obtemos,

$$b_0 = \frac{\left(\sum_{t=1}^N Z\right) \cdot \left(\sum_{t=1}^N t^2\right) - \left(\sum_{t=1}^N t\right) \cdot \left(\sum_{t=1}^N t \cdot Z\right)}{N \cdot \left(\sum_{t=1}^N t^2\right) - \left(\sum_{t=1}^N t\right)^2} \quad (4.2)$$

$$b_1 = \frac{N \cdot \left(\sum_{t=1}^N t \cdot Z\right) - \left(\sum_{t=1}^N t\right) \cdot \left(\sum_{t=1}^N Z\right)}{N \cdot \left(\sum_{t=1}^N t^2\right) - \left(\sum_{t=1}^N t\right)^2} \quad (4.3)$$

IV.6.2 Método da Suavização

A idéia de se usar algum tipo de suavização é que a tendência num instante será estimada usando-se observações Z_s , com s ao redor de t , por exemplo, usamos as observações $Z_{t-n}, Z_{t-n+1}, \dots, Z_{t+n}$ para estimar T_t .

O que é feito, na verdade, é uma filtragem linear, ou seja, uma operação que transforma a série Z_t na série Z_t^* ,

$$F[Z_t] = Z_t^*, \quad t = 1 \dots N$$

Dado a equação 4.1, aplicando a transformação linear $F[Z_t]$, obtem-se:

$$Z_t^* = T_t^* + a_t^* \quad , \text{ onde } T_t^* = F[T_t]$$

$$a_t^* = F[a_t]$$

O objetivo agora é encontrar uma transformação que satisfaça às seguintes condições:

$$\text{i) } F[a_t] = 0,$$

$$\text{ii) } F[T_t] = T_t$$

$$\text{de modo a ter } F[Z_t] = F[T_t] + F[a_t] = T_t$$

Como neste problema específico, o ruído a_t tem média zero no intervalo $[t-n, t+n]$, ou seja :

$$\frac{\sum_{j=-n}^n a_{t+j}}{2 \bullet n + 1} = 0,$$

uma função linear do tipo $F[Z_t] = \frac{\sum_{j=-n}^n Z_{t+j}}{2 \bullet n + 1}$ satisfaria à 1ª condição acima.

Aplicando esta transformação na equação 4.1 tem-se:

$$F[Z_t] = \frac{\sum_{j=-n}^n (a_{t+j} + T_{t+j})}{2 \bullet n + 1} = \frac{\sum_{j=-n}^n a_{t+j}}{2 \bullet n + 1} + \frac{\sum_{j=-n}^n T_{t+j}}{2 \bullet n + 1} \Rightarrow \quad (4.4)$$

$$F[Z_t] = \frac{\sum_{j=-n}^n T_{t+j}}{2 \bullet n + 1} \quad (4.4)$$

Considerando que T_t é uma função linear, pode-se escrever o j-ésimo termo em relação a T_t como sendo :

$$T_{t+j} = T_t + K \bullet j \quad , \text{ onde } K = \text{taxa de variação de } T_t \quad (4.5)$$

Substituindo a equação (4.5) equação (4.4), tem-se:

$$F[Z_t] = \frac{\sum_{j=-n}^n (T_t + k \bullet j)}{2 \bullet n + 1} = \frac{\sum_{j=-n}^n (T_t)}{2 \bullet n + 1} + \frac{\sum_{j=-n}^n (K \bullet j)}{2 \bullet n + 1} = \frac{\sum_{j=-n}^n T_t}{2 \bullet n + 1} = T_t \quad ; \text{ satisfazendo a}$$

segunda condição. (4.6)

IV.7 Método Proposto para a Solução das Oscilações das Taxas de Contagens

Tendo em vista os métodos estatísticos apresentados anteriormente, será apresentada uma proposta de solução para a Solução das Oscilações das Taxas de Contagens que visa calcular a taxa de variação do fluxo de nêutrons (taxa de partida) utilizando-se de ambos os métodos.

Como os dados fornecidos pelo computador estão expressos em contagens por segundo (taxa de contagem - CPS) e, como o objetivo final da solução é determinar a taxa de partida (expressa em décadas por minuto - DPM), torna-se interessante obter o logaritmo de cada dado referente a taxa de contagem, que por sua vez será considerada como amostras de entrada (Z_t). Esta operação também torna o resultado mais prático, uma vez que tanto o sinal amostrado pelo computador no barramento de dados, quanto o sinal de entrada no circuito comparador e de taxa é o logaritmo do fluxo de nêutrons.

Uma vez que o problema em questão só ocorre para valores relativamente baixos de fluxo de nêutrons, a taxa de partida só será determinada pelo método a seguir caso o fluxo de nêutrons se encontre abaixo do valor limite (valor abaixo do qual ocorre o problema de flutuação). Para o caso onde o fluxo de nêutrons se encontre acima deste valor, a taxa de partida será determinada normalmente, ou seja, através do valor obtido na saída do circuito comparador e de taxa.

Esta proposta consiste em desenvolver um algoritmo que primeiramente aplica o Método de Suavização para filtrar a variável aleatória $a(t)$, para posteriormente determinar a Taxa de Partida utilizando-se do Método Polinomial.

Dado um conjunto de amostras do logaritmo do fluxo de nêutrons $\{Z_{t+n}, \dots, Z_t, \dots, Z_{t-n}\}$,

onde Z_t representa a amostra central e, Z_{t+n} e Z_{t-n} representam, em relação à amostra central, a n -ésima amostra posterior e anterior respectivamente. Através do Método de Suavização determina-se o valor filtrado Z_t^* para este conjunto de amostras, ou seja, por intermédio da equação 4.6 calcula-se o valor da tendência do sinal amostrado (T_t). A cada novo valor do fluxo de nêutrons amostrado, será determinada a nova tendência do sinal (T_{t+1}) para este novo conjunto de amostras $\{Z_{t+n+1}, \dots, Z_{t+1}, \dots, Z_{t-n+1}\}$. Desta forma o processo se torna dinâmico, uma vez que ao se amostrar um novo valor do logaritmo do fluxo de nêutrons (Z_{t+n+1}), a amostra central passa a ser (Z_{t+1}) e a amostra mais antiga (Z_{t-n}) é desprezada.

Uma vez que o tempo vai passando um novo conjunto $\{T_{t+k}, \dots, T_t\}$ contendo os valores filtrados vai sendo formado. Cabe agora aplicar o Método Polinomial neste conjunto de amostras a fim de determinar a Taxa de Partida. Desta forma, determina-se pelo Método Polinomial os valores dos coeficientes b_0 e b_1 (equações 4.2 e 4.3) da função F_t (equação 4.7 abaixo) que melhor se ajusta ao conjunto de valores suavizados do logaritmo do fluxo de nêutrons. A medida que o Método de Suavização determina um novo valor suavizado do logaritmo do fluxo de nêutrons, calcula-se os novos valores para os coeficientes da equação 4.7 que melhor se ajustará a este novo conjunto.

$$F_t = b_0 + b_1 \cdot t \quad (4.7), \text{onde} \quad (4.7)$$

F_t = logaritmo do fluxo de nêutrons;

b_1 = taxa de variação do fluxo de nêutrons por período
de amostragem;

t = número de período de amostragem

Como a taxa de partida representa a taxa de variação do logaritmo do fluxo de nêutrons, ela pode ser determinada diretamente da equação 4.7, uma vez que o coeficiente angular b_1 desta equação expressa esta taxa de variação. Entretanto o valor da taxa de partida utilizado na árvore de estado Subcriticalidade é expresso em décadas por minuto (DPM), logo, há necessidade de se fazer uma correção no valor de b_1 (expresso em décadas por período de amostragem) de modo a obter seu valor em DPM. Esta correção pode ser obtida facilmente pela equação abaixo:

$$\text{Taxa de partida (DPM)} = b_1 \cdot P, \text{ onde} \quad (4.8)$$

$P =$ número de períodos de amostragem contido em
1(um) minuto.

Para o caso particular de Angra I, onde a taxa de amostragem é de uma amostra a cada 2 segundos, totalizaria assim, 30 períodos de amostragem em 1 minuto, fazendo então com que o valor da constante P da equação 4.8 passe a valer 30 ($P=30$).

A fim de definir o número "N" de amostras utilizadas no Método de Suavização e o número "K" de termos utilizado no Método Polinomial, foi considerado um tempo de espera de 12s como tempo tolerável para tomada de decisão na árvore de estado Subcriticalidade. O intervalo de 12 segundos foi estimado através de um cálculo que considerou a variação do fluxo de nêutrons da forma,

$$N = N_0 e^{\frac{k-1}{l} \cdot t} \quad (4.9)$$

sendo N_0 o fluxo inicial, K o fator de multiplicação e l o tempo de vida do nêutron no interior do reator. O período do reator é diretamente obtido da equação (4.9),

$$l = \frac{l}{k-1} \quad (4.10)$$

Utilizando-se os valores característicos de um reator PWR de potência nuclear nominal de 625Mw, determinou-se que no intervalo de 12 segundos, o número de períodos de variação não é suficiente para alcançar o número de décadas limites estabelecidas no projeto básico de um reator nuclear tipo PWR.

Uma vez que cada novo termo suavizado está atrasado, em relação a amostra atual $N/2$ termos, e que o coeficiente b_1 também está atrasado $K/2$ termos em relação ao último termo suavizado, e como a taxa de amostragem dos computadores de Angra I é de 1 amostra a cada 2s, totalizando 7 amostras em 12s, obtem-se, com a ajuda da equação abaixo, os valores de N e K:

$$N/2 + K/2 = 7;$$

$$\text{escolhendo } N=5 \implies K=9 .$$

A seguir serão apresentadas alguns exemplos onde utilizou-se o algoritmo anteriormente descrito e, no apêndice B, será apresentada uma simulação utilizando dados reais da usina de Angra I. Os dados de entrada usados nos exemplos foram gerados por funções pré-definidas de maneira a determinar a eficiência do filtro.

IV.7.1 Exemplo 1 - Fluxo de Nêutrons Crescente

Neste exemplo será apresentado uma simulação de um fluxo de nêutrons crescente, porém com uma taxa de contagem baixa, fazendo com que o ruído se apresente significativamente, ao ponto de interferir nos resultados da taxa de partida. O fluxo de nêutrons simulado possui inicialmente uma taxa de contagem da ordem de 3 CPS e uma taxa de partida de 0,5 DPM. O ruído simulado varia muito mais rápido do que o sinal, chegando a ter uma amplitude máxima da ordem de 30% do valor do sinal (para o intervalo apresentado na tabela 4.2).

As funções geradoras do sinal de entrada são definidas pelas equações 4.9 , 4.10 e 4.11 abaixo. A tabela 4.2 apresenta em cada uma de suas colunas os valores calculados, simulando períodos de amostragem de 2 segundos, para os seguintes sinais: (1) a taxa de contagem “contaminada” pelo ruído; (2) o valor da taxa de partida associada a esta taxa; (3) o valor da taxa de partida após a aplicação do algoritmo anteriormente descrito. Já as figuras 4.5, 4.6 e 4.7 apresentam os gráficos correspondentes a tabela 4.2.

$$F_t = 10^{0,5 + 1/120 T} ; \text{ Função geradora do sinal livre de ruído.} \quad (4.9)$$

$$a_t = 10^{0,05 \text{ sen } (0,370 T)} ; \text{ Função geradora do ruído.} \quad (4.10)$$

$$Z_t = 10^{0,5 + 1/120 T + 0,05 \text{ sen } (0,370 T)} ; \text{ Função geradora da taxa de contagem, já associada ao ruído.} \quad (4.11)$$

Taxa de Contagem (CPS)	Taxa de Partida	Taxa de Partida Após a Filtragem (DPM)
3,55	1,32	0
3,83	0,60	0
3,89	-0,17	0
3,76	-0,59	0
3,60	-0,44	0
3,56	0,20	0
3,73	1,00	0
4,12	1,53	0
4,66	1,53	0
5,15	0,99	0
5,39	0,19	0
5,32	-0,45	0
5,09	-0,59	0,57
4,93	-0,16	0,64
5,01	0,62	0,64
5,41	1,33	0,57
6,08	1,60	0,46
6,83	1,31	0,37
7,35	0,58	0,35
7,46	-0,18	0,41
7,21	-0,59	0,52
6,91	-0,43	0,61
6,83	0,22	0,65
7,17	1,01	0,61
7,93	1,54	0,51
8,96	1,53	0,41
9,89	0,97	0,35
10,34	0,17	0,37
10,20	-0,46	0,46
9,76	-0,59	0,57

Tabela 4.2 - Valores de Taxa de Partida associado à uma Taxa de Contagem crescente.

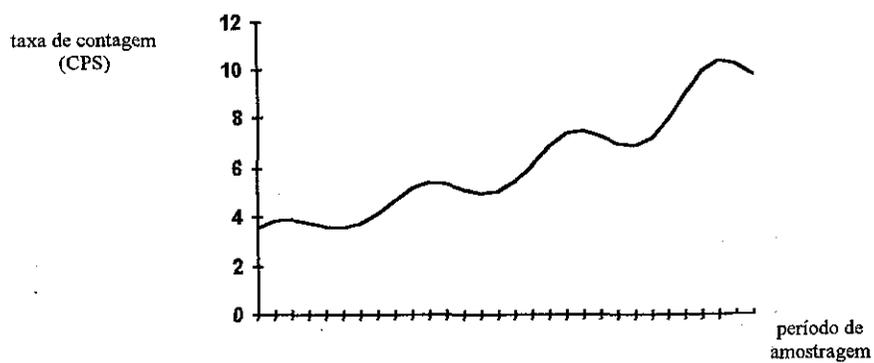


Figura 4.5 - Taxa de Contagem "contaminada" pelo ruído.

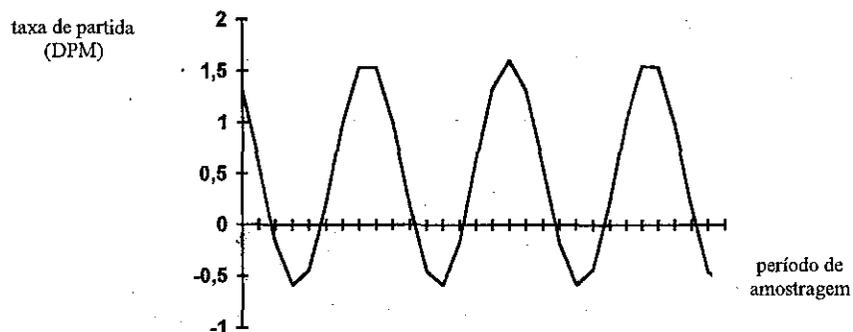


Figura 4.6 - Taxa de Partida associada a taxa de contagem "contaminada" pelo ruído.

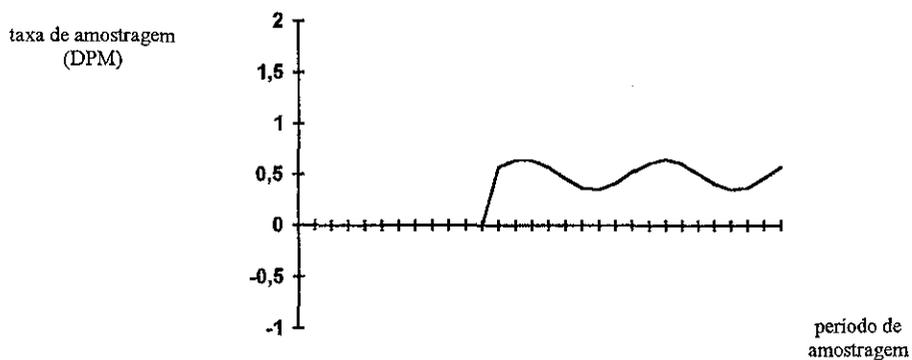


Figura 4.7 - Taxa de Partida após a aplicação do algoritmo (filtragem).

IV.7.2 Exemplo 2 - Fluxo de Nêutrons Decrescente

Neste exemplo será apresentado uma simulação de um fluxo de nêutrons decrescente, assim como no exemplo anterior a taxa de contagem também é baixa fazendo com que o ruído se apresente significativamente ao ponto de interferir nos resultados da taxa de partida. O fluxo de nêutrons simulado, possui inicialmente uma taxa de contagem da ordem de 70 CPS e uma taxa de partida de -0,33 DPM. O ruído simulado varia muito mais rapidamente que o sinal, chegando a ter uma amplitude da ordem de 5% do valor deste (para o intervalo apresentado na tabela 4.3).

As funções geradoras do sinal de entrada são definidas pelas equações 4.12 , 4.13 e 4.14 abaixo. A tabela 4.3 apresenta em cada uma de suas colunas os valores calculados, simulando períodos de amostragem de 2 segundos, para os seguintes sinais: (1) a taxa de contagem “contaminada” pelo ruído; (2) o valor da taxa de partida associada a esta taxa; (3) o valor da taxa de partida após a aplicação do algoritmo anteriormente descrito. Já as figuras 4.8, 4.9 e 4.10 apresentam os gráficos correspondentes a tabela 4.3.

$$F_t = 10^{1,85 - 1/180 T} ; \text{ Função geradora do sinal livre de ruído. } \quad (4.12)$$

$$a_t = 10^{0,08 \text{ sen } (0,45 T)} ; \text{ Função geradora do ruído. } \quad (4.13)$$

$$Z_t = 10^{1,85 - 1/180 T + 0,08 \text{ sen } (0,45 T)} ; \text{ Função geradora da taxa de contagem, já associada ao ruído. } \quad (4.14)$$

Taxa de Contagem (CPS)	Taxa de Partida	Taxa de Partida Após a Filtragem (DPM)
79,72	1,01	0
80,48	-0,82	0
70,93	-2,29	0
58,91	-2,27	0
52,03	-0,79	0
52,66	1,04	0
59,37	1,83	0
66,77	0,98	0
67,23	-0,86	0
59,14	-2,30	0
49,11	-2,25	0
43,47	-0,75	0
44,12	1,07	-0,27
49,79	1,83	-0,29
55,93	0,95	-0,35
56,17	-0,89	-0,39
49,30	-2,32	-0,39
40,95	-2,24	-0,35
36,32	-0,72	-0,29
36,96	1,09	-0,27
41,75	1,82	-0,29
46,84	0,92	-0,35
46,92	-0,93	-0,39
41,10	-2,33	-0,39
34,14	-2,22	-0,34
30,35	-0,68	-0,29
30,96	1,12	-0,27
35,02	1,82	-0,30
39,23	0,89	-0,35

Tabela 4.3 - Valores de Taxa de Partida associado à uma Taxa de Contagem decrescente.

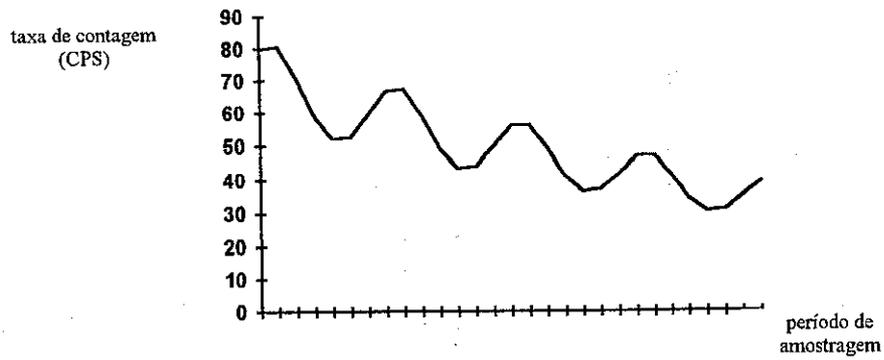


Figura 4.8 - Taxa de Contagem "contaminada" pelo ruído.

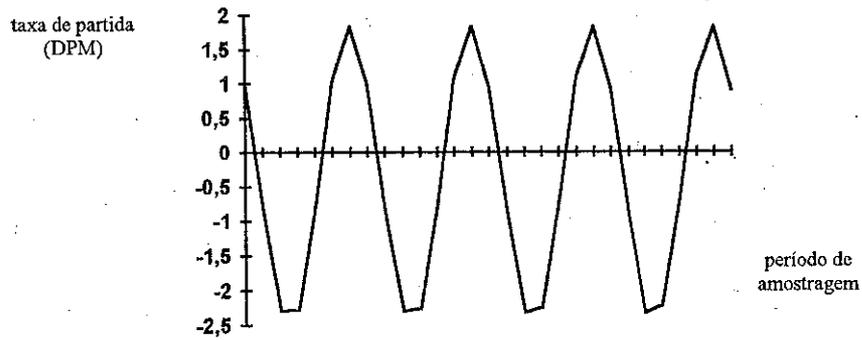


Figura 4.9 - Taxa de Partida associada a taxa de contagem "contaminada" pelo ruído.

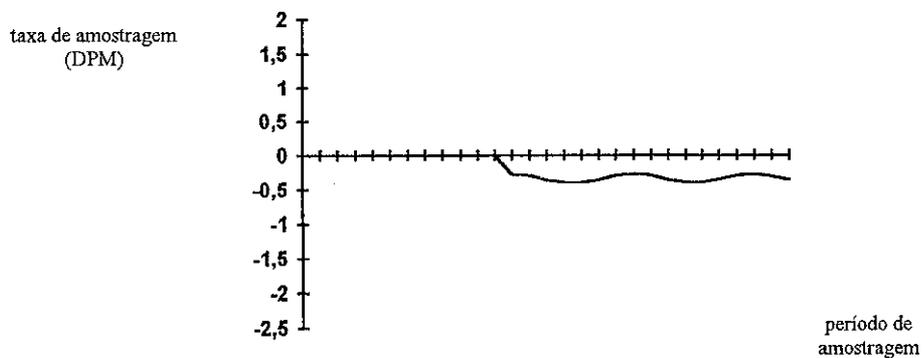


Figura 4.10 - Taxa de Partida após a aplicação do algoritmo (filtragem).

CAPÍTULO V

REVISÃO CRÍTICA DO SPDS

V.1 - Requisitos Funcionais de um SPDS

A descrição funcional de um "Safety Parameter Display System (SPDS)" foi feita de uma forma superficial no documento NUREG-0696⁵, contendo considerações acerca de sua localização, tamanho, usuários e critérios de projeto. Foi através do Suplemento 1 do documento NUREG-0737⁶ que foram definidas de forma um pouco mais detalhada estas funções. Neste documento é especificado funcionalmente que:

“O SPDS deve fornecer, aos operadores da sala de controle, uma tela concisa das variáveis críticas de segurança da usina para auxiliá-los na determinação rápida e confiável do estado de segurança da usina. Embora o SPDS opere durante a operação normal, a principal finalidade é auxiliar os operadores da sala de controle, durante condições anormais e de emergência, na determinação do estado de segurança da usina e na avaliação se as condições anormais demandam ações corretivas dos operadores para evitar a degradação do núcleo...”

“Cada usina em operação deverá ter um SPDS localizado convenientemente para os operadores da sala de controle. Este sistema (SPDS) irá apresentar continuamente informações, através das quais as condições de segurança da usina será rápida e confiavelmente inferida pelos operadores da usina...”

“As exigências impostas à instrumentação da sala de controle garantem o fornecimento aos operadores das informações necessárias para operação segura do reator, em condição normal,

transiente e de acidente. O SPDS é usado em adição à instrumentação básica, e serve para auxiliar e aumentar a capacidade de análise gerada por essa instrumentação. Logo, as exigências aplicadas à instrumentação da sala de controle não são necessárias para esse sistema. O SPDS não precisa atender às exigências de critérios de falha única e nem precisa ser qualificado na categoria Classe 1E. O SPDS não poderá causar interferências elétricas nos sensores e equipamentos que são usados nos sistemas de segurança. O SPDS não precisa ser qualificado sismicamente... Procedimentos que descrevam corretamente o estado de segurança da usina, quando o SPDS estiver ou não disponível, serão desenvolvidos pelo licenciado em paralelo ao SPDS. Além disto, os operadores deverão ser treinados para responder a um acidente com ou sem o SPDS disponível...”

Estes requisitos funcionais contém conceitos não explicitados ou não definidos com clareza num documento NUREG-0696. Estes conceitos são:

- a) Tela Concisa
- b) Variáveis Críticas da Usina
- c) Determinação Rápida e Confiável do Estado de Segurança
- d) Fases de Operação do Sistema
- e) Localização
- f) Isolamento de Interferências
- g) Qualificação

Deve-se aqui abrir um parêntese para registrar que todos estes conceitos se aplicam diretamente ao Sistema de Funções Críticas de Segurança (SFCS), considerando ser este um dos módulos de um SPDS. Por esta razão serão feitos alguns comentários a respeito de cada um dos conceitos discriminados, orientando-os, sempre que possível, à aplicação no SFCS.

a) Tela Concisa

Conforme descrito funcionalmente no documento NUREG-0696, as telas de um SPDS podiam variar de um simples icone até uma complexa tela com uma mímica do diagrama de instrumentação e circuitos hidráulicos (fluxogramas dos sistemas da usina). A variedade incluía diagrama de barras, formulários alfanuméricos, entre outros. Pela falta, na época, de uma regulamentação específica, os primeiros SPDS desenvolvidos continham telas completamente saturadas de informações, o que dificultava a extração das mesmas pelos operadores da usina. Em alguns casos⁹, devido a grande quantidade de informação inserida em uma única tela, os operadores não conseguiam ler os valores das grandezas físicas representadas na tela, das posições que normalmente ocupam durante as diferentes fases de operação da usina.

Em função destas distorções, e de outras relacionadas com engenharia de fatores humanos, foram estabelecidos critérios¹⁰ para elaboração das telas de SPDS.

No tocante ao SFCS, este conceito da tela concisa se aplica a dois tipos de tela, um com a representação gráfica das árvores de estado das funções críticas de segurança, e outro com gráficos representativos das características da usina. Por exemplo: um dos gráficos pode ser o das "Curvas de Integridade do Primário", necessários para monitorar a árvore de estado de INTEGRIDADE DO PRIMÁRIO. Eventualmente poderão ser utilizadas telas de fluxogramas da usina para observar o alinhamento dos sistemas de segurança da usina. Em qualquer caso, na elaboração das telas devem ser levados em conta os critérios¹⁰ existentes para tal finalidade.

b) Variáveis Críticas da Usina

O documento NUREG-0737⁶ especifica que os parâmetros a serem apresentados no SPDS devem ser determinados pelo licenciado, mas recomenda que a informação mínima a ser fornecida aos operadores contemple o seguinte conjunto:

- Controle da Reatividade
- Resfriamento do Núcleo e Remoção de Calor do Sistema Primário
- Integridade do Sistema Primário
- Controle da Liberação de Radioatividade
- Condições da Contenção

Existem inúmeras alternativas para atender a este conjunto de informações mínimas; o que justifica a diversidade de parâmetros adquiridos por diferentes SPDS.

c) Determinação Rápida e Confiável do Estado de Segurança

Este é um conceito que envolve diferentes aspectos funcionais e a integração do software e hardware do sistema (SPDS). A determinação rápida está diretamente associada ao tempo de resposta do sistema, o qual deve informar a condição atual da usina. Por isto exige-se que o SPDS seja um sistema "on-line" e em tempo-real.

O tempo de resposta do sistema é composto do período de aquisição dos dados dos canais de instrumentação, e do período de atualização dos dados (adquiridos e calculados) nas telas do sistema. O período de aquisição é distinto para as variáveis digitais de processo (valor 0 ou 1) e das

variáveis analógicas de processo (valor em corrente ou tensão). As variáveis digitais de processo consistem de valores representativos de contatos de válvulas, relés, disjuntores, etc. Já as analógicas de processo representam os valores de pressão, temperatura, nível, potência nuclear, etc.

A aquisição das variáveis digitais de processo deve ser feita na maioria das vezes por interrupção (mudança de valor), e a das variáveis analógicas de processo deve ser feita em períodos compatíveis com a variação típica das grandezas físicas a elas associadas. Por exemplo, a aquisição do valor da pressão no sistema primário deve ser realizada em um período inferior ao do valor da temperatura no mesmo sistema. A variação desta última é mais lenta do que a da pressão.

O período de aquisição das variáveis analógicas é limitado, no seu valor mínimo, pelo tempo de atualização em tela. De nada adiantaria adquiri-las em um período menor e atualizá-las em um período maior. Certamente, haveria perda de informação.

O período de atualização das variáveis na tela não pode exceder a 2.0 (dois) segundos. Portanto, o projeto deve prever uma capacidade de "hardware" para o "software", necessário para o processamento das informações, que garanta tempos de atualização inferiores a 2.0 (dois) segundos.

A confiabilidade da informação é avaliada em dois níveis distintos. O primeiro através da qualificação do software desenvolvido para o sistema, e cujo conceito será discutido posteriormente. O segundo refere-se ao processo de validação das variáveis adquiridas pelo SPDS. Todos os dados adquiridos devem ser validados⁵ em tempo-real, por métodos universalmente aceitos¹³. Tais métodos garantirão a qualidade do dado apresentado aos operadores da usina, executando também no caso de sinais redundantes o equivalente ao processo mental executado pelos operadores para a seleção da indicação mais confiável. A validação de sinais é pré-requisito para qualquer sistema digital que

venha a ser incorporado em uma usina nuclear e, portanto, o SPDS deve conter um módulo específico para essa finalidade.

A determinação rápida e confiável do estado de segurança da usina também está relacionada com a composição das telas do sistema, cujo conceito já foi apresentado no item a desta seção.

d) Fases de Operação do Sistema

Inicialmente⁶ atribuiu-se ao SPDS a função de auxiliar os operadores da usina na análise e diagnóstico da causa da anormalidade detectada. Isto apontava para a necessidade do sistema entrar em operação apenas quando houvesse uma anormalidade no funcionamento da usina. Tanto é, que os primeiros SPDS eram automaticamente inicializados quando fosse gerado o sinal da lógica de desarme do reator.

O requisito funcional explicitado no Suplemento 1 do NUREG-0737⁶ corrige aquela interpretação, ao exigir que o SPDS opere em condições normal, anormal e de emergência da usina. Uma das razões para a atuação do sistema, durante a fase de operação normal da usina, é a vantagem que ela apresenta no tocante à adaptação dos operadores ao sistema. Espera-se que na maior parte do tempo, a usina nuclear opere neste modo (operação normal). Logo, se o sistema não estivesse operacional durante este modo de operação, os operadores perderiam a possibilidade de auto-treinamento, para poderem utilizar todas as potencialidades do sistema nas fases de operação anormal e de emergência.

e) Localização

O documento NUREG-0696 recomenda⁵ a localização do SPDS na Sala de Controle, no Centro de Suporte Técnico e no Centro de Operações de Emergência (EOF). No caso da Sala de Controle, recomenda-se a instalação no Painel Principal, admitindo a possibilidade de instalá-lo separado deste painel. Neste conceito o NUREG-0696 é mais específico e restrito do que o NUREG-0737, que especifica que o sistema “localizado convenientemente” para os operadores da Sala de Controle. Não há referência aos Centros de Suporte Técnico e de Operações de Emergência, e o advérbio convenientemente, deixa a responsabilidade da localização para o licenciado. Neste conceito sugere-se adotar a recomendação do NUREG-0696, para a localização do SFCS.

f) Isolamento de Interferências

Este conceito foi introduzido no NUREG-0737⁶, devido ao fato de não exigir a categoria 1E ao projeto SPDS e, conseqüentemente, a necessidade de proteger os sistemas de segurança de interferências elétrica e eletrônica do SPDS.

g) Qualificação

Este é um conceito bastante importante, envolvendo particularmente a qualificação do software incorporado ao SPDS. Neste item será feita uma avaliação que transcende o conteúdo do Suplemento 1 do NUREG-0737 e está baseada em normas internacionais^{11,12} para verificação e validação de softwares para aplicações nucleares. Essas ou outras normas similares terão de ser usadas para o processo de qualificação do SPDS, em projetos futuros.

Quando da liberação dos documentos normativos^{5,6} para o desenvolvimento e implementação do SPDS, não havia uma regulamentação específica, de aceitação internacional, para a qualificação de softwares incorporados a sistemas digitais de controle/monitoração para usinas nucleares. Atualmente esta situação sofreu profundas modificações, seja pela existência de normas^{13,14} internacionalmente aceitas, seja pela demanda existente por sistemas digitais para substituição dos sistemas analógicos de proteção do reator de uma usina nuclear. Nesta segunda motivação é mandatória a qualificação do software em padrões compatíveis com a qualidade nuclear.

A indústria nuclear exige que um grande número de sistemas que participam do processo de geração de energia tenham uma qualidade maior que a normalmente aceita em outras aplicações tecnológicas. Isto acontece em função do potencial de risco da energia nuclear e, por este motivo, há normas severas a serem seguidas no desenvolvimento ou construção de sistemas associados com processos nucleares. A maioria destas normas referem-se a sistemas mecânicos ou eletro-eletrônicos. Atualmente, porém, o uso de microprocessadores vem se ampliando em todas as áreas do conhecimento e a indústria nuclear segue esta tendência. É necessário, entretanto, que os sistemas construídos com esta tecnologia tenham um padrão de qualidade compatível com o nível de segurança exigido de uma aplicação nuclear.

Os sistemas citados são compostos pelo equipamento em si (hardware) e pelos programas computacionais (software) que controlam o funcionamento deste equipamento. Tanto o hardware como o software precisam ser qualificados de modo que se assegure uma alta qualidade para o sistema como um todo.

As normas internacionalmente aceitas^{13,14} para a elaboração de software com "qualidade nuclear" exigem que o desenvolvimento seja executado em etapas, de modo que se assegure o controle do processo de criação do software, e que ao final de cada uma destas etapas haja um

processo de avaliação, denominado verificação, para assegurar que os requisitos estipulados para aquela etapa foram cumpridos.

Uma vez pronto o software e feita a sua integração ao hardware, o software assim integrado deve ser validado, entendendo-se por validação o processo de teste em que se procura determinar se o software está de acordo com os requisitos funcionais e de segurança que devem lhe dar qualidade nuclear.

Pelas normas^{11,12} de qualificação de software, o programa de verificação e validação (V & V) deve ser realizado por uma equipe independente daquela que desenvolveu o projeto do sistema, e no tocante a verificação ela ocorrerá após cada uma das fases de elaboração do software, que são:

- Especificação de Requisitos de Software
- Especificação do Projeto de Software
- Codificação

Na fase de especificação de requisitos de software são determinadas as funções a serem executadas pelo software, suas entradas, saídas e interfaces, a precisão e velocidade que devem ser atingidas, os modelos a serem usados e os critérios de aceitação para o software.

Na fase da especificação do projeto definem-se a estrutura lógica do software, o fluxo de dados, os passos de processamento lógico e as estruturas de dados que deverão satisfazer os requisitos de software definidos na fase anterior. Também nesta fase serão descritos os softwares de suporte, e feita uma estimativa das necessidades de armazenamento e de hardware especial, e são dadas outras informações relacionadas com o ambiente operacional em que o software vai ser desenvolvido.

Na fase de codificação é escrito o software propriamente dito, na forma de uma lista de assertivas inteligíveis pelo computador, as quais os instruem para executar as funções definidas na fase da especificação funcional.

Na validação deverá ser realizado um conjunto de testes do sistema como um todo, ou seja, com o software integrado ao hardware. O conjunto de testes deverá contemplar todas as possíveis situações que poderão ocorrer durante o funcionamento do sistema em uma usina nuclear. Deverão ser testados os módulos de aquisição e validação dos dados, de processamento e de apresentação gráfica (telas) nos CRT.

O programa de V & V (Verificação & Validação) estará concluído, e o sistema qualificado quando não houver qualquer não-conformidade, isto é, não houver mau funcionamento do hardware ou erros no software.

No tocante ao desenvolvimento do SFCS sugere-se que sejam adotadas as normas de qualificação de software da IEC¹¹ e da AIEA¹², e que se constitua um grupo independente para executar o programa de verificação e validação (V & V) do sistema.

V.2 - Análise das Inspeções Realizadas pela NRC em Diferentes Usinas

Nucleares

Nesta seção será analisada a condição em que se encontra a implementação dos SPDS em reatores nucleares que estejam em operação. Primeiramente será apresentado os resumos das inspeções realizadas pela NRC em seis usinas nucleares que estavam em operação e tinham seus SPDS operando ou, pelo menos, instalados no período entre julho e novembro de 1985. Em seguida será feita a análise crítica destes resultados.

Para levantar o estado em que se encontrava cada um dos SPDS, a NRC deteve-se aos seguintes aspectos: a) Confiabilidade e praticabilidade, baseados nas cinco funções críticas de segurança, no desenvolvimento do software, e na engenharia de fatores humanos, b) testes dinâmicos, sistemas de verificação e validação, controle da configuração e manutenção do software; c) treinamento do operador, operacionalidade da sala de controle, aprovação do operador; d) algoritmos para validação de dados, tempo de resposta do sistema, segurança, tendência para enganar ou confundir o operador.

A seguir apresenta-se um resumo das principais observações feitas sobre os SPDS das seis usinas nucleares avaliadas pela NRC.

a) Usina A :

Usina PWR cujo SPDS foi declarado operacional em junho de 1985. Esta usina contém dois monitores (CRT) localizados sobre o painel de instrumentação. Os CRT monitoram os dois loops de refrigeração do primário. A fim de manter redundância de monitoração, os CRT são chaveados entre si, de modo que cada um dos CRT pode monitorar cada um dos loops de refrigeração. O sistema foi designado para abranger quatro das cinco funções críticas de segurança requeridas em um

SPDS; a quinta, controle da radioatividade, foi realizada por um sistema separado, o Sistema de Monitoração de Radioatividade Digital (DRMS), localizado próximo à sala de controle. A usina considerou a presença do DRMS como um boa justificativa para omitir o controle da radioatividade do SPDS, porém não o incluíram nem nos programas de verificação e validação nem nos programas de treinamento do SPDS.

b) Usina B :

Esta usina utiliza um reator do tipo BWR. O SPDS desta usina apresenta todas as cinco funções críticas de segurança em uma única tela. Os parâmetros foram agrupados de modo a apresentar vários eventos.

Em julho de 1985 o sistema foi declarado inaceitável e que não dispunha de meios rápidos e seguros (confiáveis) para obter o estado da usina em uma condição de emergência.

Muito embora o SPDS estivesse em operação na sala de controle, os operadores se opuseram ao sistema. A razão disto se centraliza nos seguintes pontos; (1) o sistema não era confiável; (2) o sistema foi desenvolvido e instalado com muito pouca participação do operador; (3) as informações apresentadas pelo sistema eram frequentemente incorretas e poderiam confundir o operador; (4) a apresentação era pouco legível devido a sua localização; e (5) os procedimentos de operação preveniam contra o uso do sistema em condição de emergência

Durante os três dias de inspeção, os auditores encontraram vários problemas com o sistema. Muito embora estivesse instalado na sala de controle e ter sido declarado operacional, o sistema falhou em fornecer informações válidas e seguras. O sistema frequentemente apresentava condições inválidas de anormalidade devido a erros em software. Durante várias vezes onde o sistema não estava em serviço, o SPDS mantinha a tela ativada com informações desatualizadas, confundindo o operador.

O programa de treinamento foi inadequado (cerca de 1 hora no total) e nem sempre incluía um treinamento de qualificação. O sistema não tinha sido integrado dentro das operações do reator e

frequentemente apresentavam informações, as quais eram inconsistentes com a instrumentação da sala de controle.

Mesmo apresentando estes problemas todos; não existia nenhum plano a fim de corrigi-los.

c) Usina C:

Esta usina utiliza reator do tipo PWR e seu sistema foi declarado operacional em julho de 1985, um mês antes da inspeção feita pela NRC. Durante a inspeção a usina apresentou um péssimo desempenho. O sistema não se mostrou nada confiável e não era utilizado pelo operador. O treinamento tinha sido inadequado. Um extensivo esforço de desenvolvimento se mostrou inútil. A verificação e validação dos dados não foram asseguradas e, acima de tudo, o sistema não tinha sido integrado com outras rotinas de operação de emergência. Os maiores problemas foram associados com o desempenho do sistema no modo automático de operação, quando o sistema estava disponível, as informações apresentadas na tela eram frequentemente falsas e imprecisas. Em uma tela, foi mostrado um nível baixo do gerador de vapor inválido e um falso alarme de radiação, sendo que parte da tela estava fora de uso. Contudo o SPDS desta planta tinha potencial para ser de grande ajuda para o operador, mas para isto o software e o hardware deveriam ser completamente testados e validados, e o operador adequadamente treinado.

d) Usina D:

Esta usina utiliza reator do tipo PWR. Mesmo mostrando-se deficiente, o SPDS desta planta foi declarado operacional em novembro de 1984. Muito embora o sistema estivesse ainda em desenvolvimento e nunca tivera sido posto em operação por mais de 1 hora seguida, os operadores da sala de controle disseram que não utilizaram o sistema, e nem pretendiam fazer isto. A não aceitação do sistema pareceu ser causada por 3 fatores: (1) o sistema quase sempre se encontrava

indisponível; (2) as informações apresentadas pelo sistema estavam frequentemente incorretas; e (3) alguns dos parâmetros apresentados pelo SPDS não foram compreendidos pelo operador e não estavam consistentes com outros, apresentados na sala de controle, nos procedimentos de operação normal e de emergência.

Durante a inspeção, os auditores descobriram que nenhum teste tinha sido feito para garantir que o sistema sobrecarregado não se tornasse muito lento. Quando o sistema estava disponível, as informações apresentadas eram frequentemente inválidas e imprecisas. Por exemplo: durante a inspeção, a unidade 1 estava operando com 99,6% da potência, contudo, o SPDS indicava a potência variando de 50 a 94%, com seis parâmetros diferentes indicando condição de alarme.

No final da visita, os auditores recomendavam que até que o sistema se mostre operando corretamente e todos os testes fossem completados o SPDS não poderia ser utilizado na sala de controle. As discrepâncias encontradas nos três dias de visita foram significativas e indicaram que outros problemas poderiam existir. Desta forma uma visita mais extensiva poderia ser requerida para garantir que todos os problemas fossem identificados e apurados suas extensões.

e) Usina E:

Esta usina utiliza reator do tipo BWR. Durante a inspeção, o SPDS desta usina estava em fase de testes e calibração e não tinha sido ainda declarado operacional. Contudo, o sistema já era funcional e já estava sendo utilizado experimentalmente. Os parâmetros requeridos no relatório de análise de segurança e sancionados pela NRC foram implementados neste SPDS. As especificações funcionais do sistema, o desenvolvimento do software, sua verificação e validação foram completamente desenvolvidos e documentados. Fatores humanos foram considerados e incorporados ao sistema durante o seu projeto.

O sistema de hardware foi possivelmente o mais confiável dentre as seis usinas inspecionadas. Todos os sinais primários e redundantes do SPDS foram extraídos diretamente dos sensores. Onde não havia sinais redundantes disponíveis, foram instalados novos sensores a fim de supri-los.

O computador, gerador de sinal e monitores seguiram as normas militares para equipamentos. Além disto o licenciado tinha confiado a um grupo de peritos a calibração e manutenção do sistema

O SPDS foi completamente integrado às operações da sala de controle. O sistema oferecia ao Consultor Técnico informações necessárias ao diagnóstico da condição de emergência, de modo que este possa dar suporte ao operador responsável pelo reator (Operador Sênior). Este operador cuja estação de trabalho se localiza bem próxima do SPDS, terá pronta e disponível informações seguras sobre as funções críticas de segurança durante um acidente

Embora ainda não estivesse sido declarado operacional, este sistema mostrou-se adequado na maioria dos aspectos de segurança avaliados. Sua capacidade de diagnosticar tornou-o uma importante ferramenta para o operador. Os problemas que apareceram foram pequenos e solucionáveis. Procedimentos para supervisionar e modificar o software a longo prazo também foram previstos.

f) Usina F:

Esta usina utiliza reator do tipo BWR e seu SPDS foi declarado operacional em junho de 1984. Este sistema foi considerado de alta qualidade, mostrando telas concisas onde o operador poderia rápido e confiavelmente obter informações sobre o estado em que se encontravam as funções críticas de segurança, durante a operação normal e de emergência. O desenvolvimento deste sistema começou com uma ampla especificação do projeto e foi acompanhado por um programa de verificação e validação. O sistema foi completamente integrado dentro de todos os aspectos de

operação da sala de controle. Foram também implementados procedimentos para documentação, modificação e manutenção do software

V.2.1 - Análise dos Resultados:

Foram verificados maiores problemas em três das seis usinas visitadas. As usinas “B”, “C” e “D” tiveram problemas no projeto, desenvolvimento e implementação do SPDS, mostrando inclusive in experiência em utilização de sistemas computadorizados. A usina “A” já se apresentou melhor, porém necessitava de pequenas modificações a fim de atender plenamente as recomendações da NRC. Esses problemas não tinham sido percebidos nas análises preliminares de segurança realizadas pelas próprias usinas e levou às seguintes conclusões: (1) uma significativa fração das usinas nucleares tinham tido dificuldades de implementar efetivamente seus SPDS, e (2) Cada sistema apresentava diferentes informações, diferentes formatos e forma de implementação

Deste modo a completa solução dos problemas só poderá ser efetivada com a discussão com o pessoal responsável pelo desenvolvimento e manutenção do sistema. Além disso as dificuldades na implementação do SPDS mostrou, no mínimo, que houve um “mal entendido” entre o que a NRC esperava e o que as usinas estavam implementando com vistas para as exigências do suplemento 1 do NUREG-0737 do SPDS. Contudo, dois sistemas inspecionados, “E” e “F”, foram efetivamente implementados e mostraram-se bem aceitos pelos operadores da sala de controle, demonstrando assim a viabilidade do conceito do SPDS.

CAPÍTULO VI

CONCLUSÕES

No tocante ao estudo de viabilidade da automatização dos procedimentos de recuperação das funções críticas de segurança concluiu-se que é possível implementar um módulo computacional para tal finalidade. Porém como os resultados obtidos com ações da recuperação ótima são lentos, a automatização dos procedimentos ficou limitada a este ponto e o operador é instruído a prosseguir com a recuperação ótima de maneira convencional. Mesmo não apresentando todos os procedimentos necessários para a total recuperação da função crítica ameaçada, o módulo computacional será de grande utilidade para o operador, uma vez que ocorrida uma emergência o operador poderá utilizá-lo de forma interativa através de uma tela de interface, concisa, contemplando todas as ações que ele deverá tomar para levar a função crítica ameaçada à uma condição mais segura.

De modo a fazer algumas simulações, o algoritmo proposto para recuperação da função crítica de segurança Resfriamento do Núcleo foi implementado na linguagem de programação PASCAL. Em seguida foram simuladas várias situações que fazem com que o programa percorra os diversos passos do procedimento de recuperação da função. Para verificar a eficiência do programa, foi feito um acompanhamento minucioso de todos os passos apresentados. Como todos os passos foram corretamente verificados, o objetivo final do algoritmo foi atingido, ou seja a função crítica ameaçada é levada a uma condição mais segura e o operador é indicado para seguir com a recuperação ótima preestabelecida nas diretrizes básicas de projeto. Com base nas simulações realizadas, o algoritmo foi considerado eficiente no desempenho de suas funções.

Da mesma forma que o algoritmo de automação dos procedimentos, o algoritmo que trata o problema das flutuações na taxa de partida foi implementado na linguagem PASCAL. Diversas simulações foram feitas utilizando como dados de entrada arquivos de dados que simulam diversos tipos de flutuações nas taxas de contagens, que por sua vez repercutem na taxa de partida. A primeira simulação apresentada como exemplo no capítulo 4, representou um ruído que varia senoidalmente com o tempo, superposto a um fluxo de nêutrons crescente. Neste exemplo, como a frequência do ruído é superior a do sinal (fluxo de nêutrons), o algoritmo de filtragem desenvolvido mostrou-se bastante eficiente, uma vez que a taxa de partida calculada após a filtragem ficou bem próxima do valor esperado (+0,5 DPM). Da mesma forma que no primeiro exemplo, o segundo exemplo também mostrou-se bastante eficiente, uma vez que a taxa de partida calculada após a filtragem também próxima do valor esperado (-0,5 DPM).

Já a simulação utilizando dados reais da usina nuclear Angra-I consistiu de um ruído aleatório superposto a um fluxo de nêutrons decrescente (Figura 1 - apêndice B). Pelo gráfico apresentado na figura 2 do apêndice B nota-se que o sinal da taxa de partida variou varias vezes no decorrer do tempo, confundindo o operador e impossibilitando uma correta tomada de decisão por parte deste. Após a filtragem, a taxa de partida calculada manteve-se praticamente negativa, exceto por dois valores positivos bem próximos de zero, possibilitando assim uma melhor interpretação por parte do operador.

Muito embora o algoritmo desenvolvido necessite de um pequeno histórico de valores de taxa de contagem, isto não se torna crítico, pois como o problema de flutuação só se apresenta para valores baixos de taxa de contagem, o histórico necessário para o funcionamento do algoritmo poderá ser obtido mesmo antes deste começar a atuar, ou seja, enquanto a taxa de contagem ainda estiver superior ao valor limite preestabelecido (100 CPS).

Este algoritmo foi desenvolvido tomando-se como exemplo o problema de flutuação na faixa fonte, entretanto ele pode facilmente ser estendido para atender a faixa intermediária, uma vez que todo processo desenvolvido para faixa fonte aplica-se a faixa intermediária, a fim de determinar a taxa de partida nesta faixa a partir dos valores de corrente que indicam o fluxo de nêutrons.

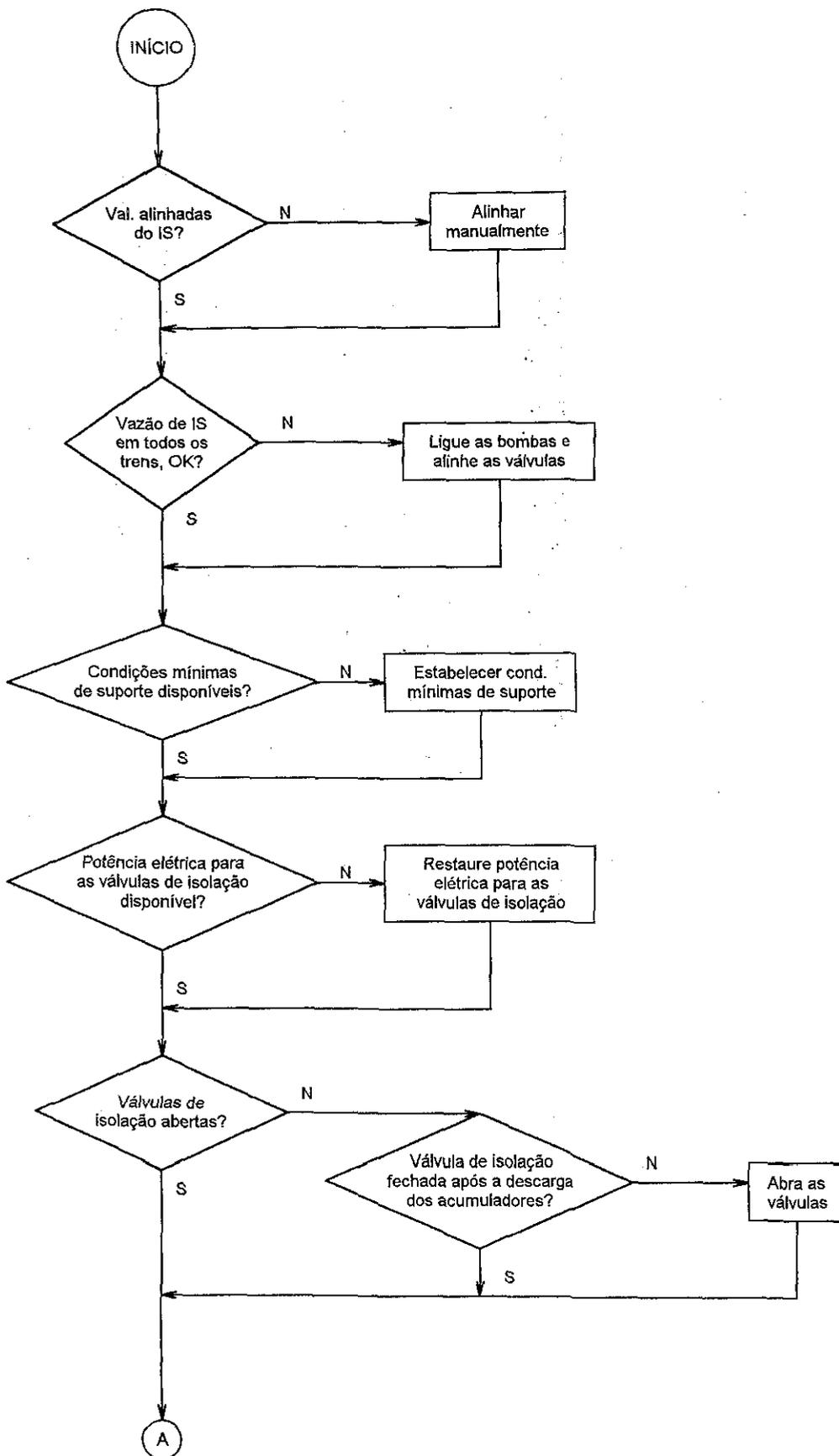
As conclusões relativas ao conceito de SPDS foram incorporadas ao capítulo anterior, especificamente nos itens referentes aos requisitos funcionais e inspeções oficiais realizadas em SPDS em operação.

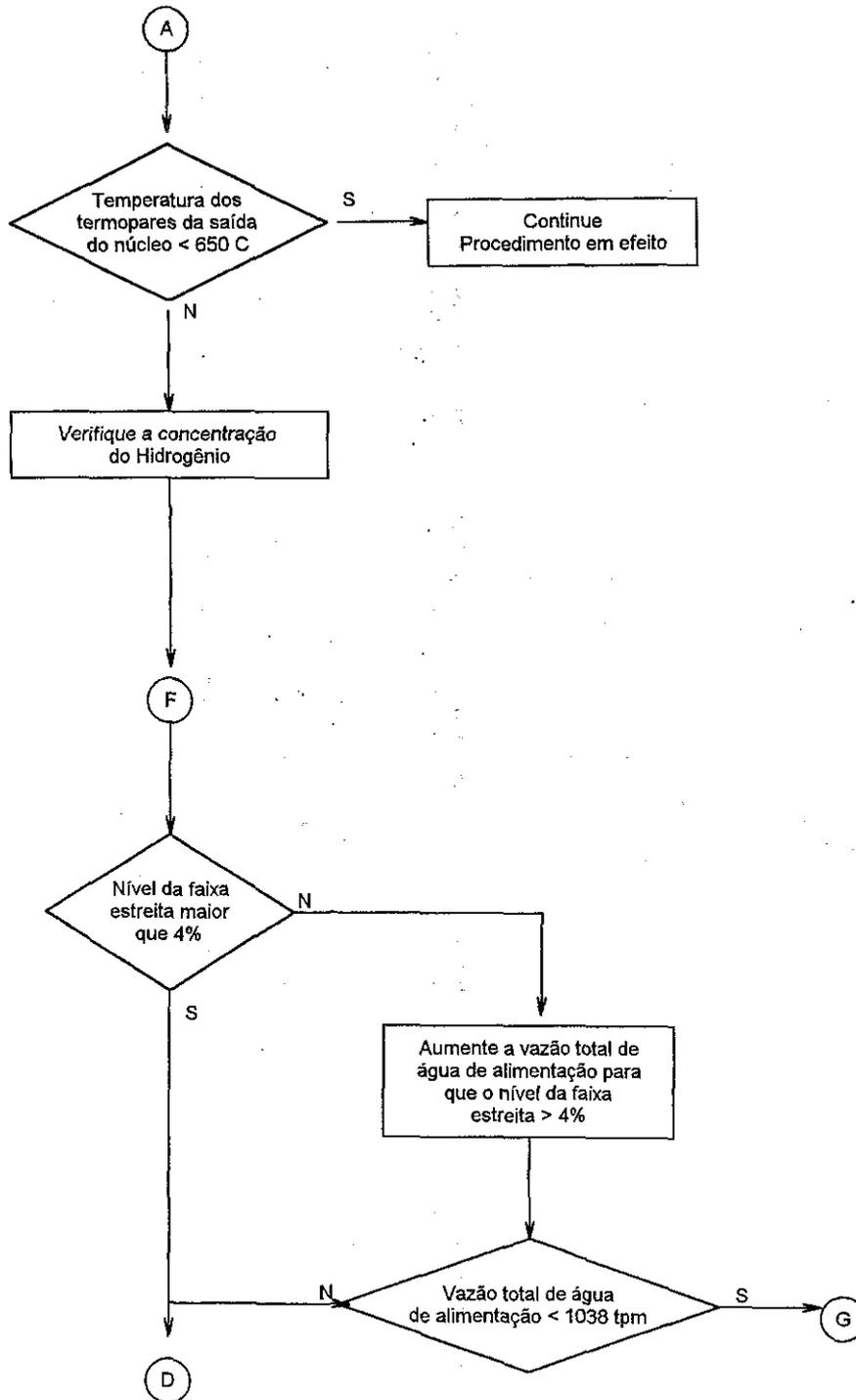
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

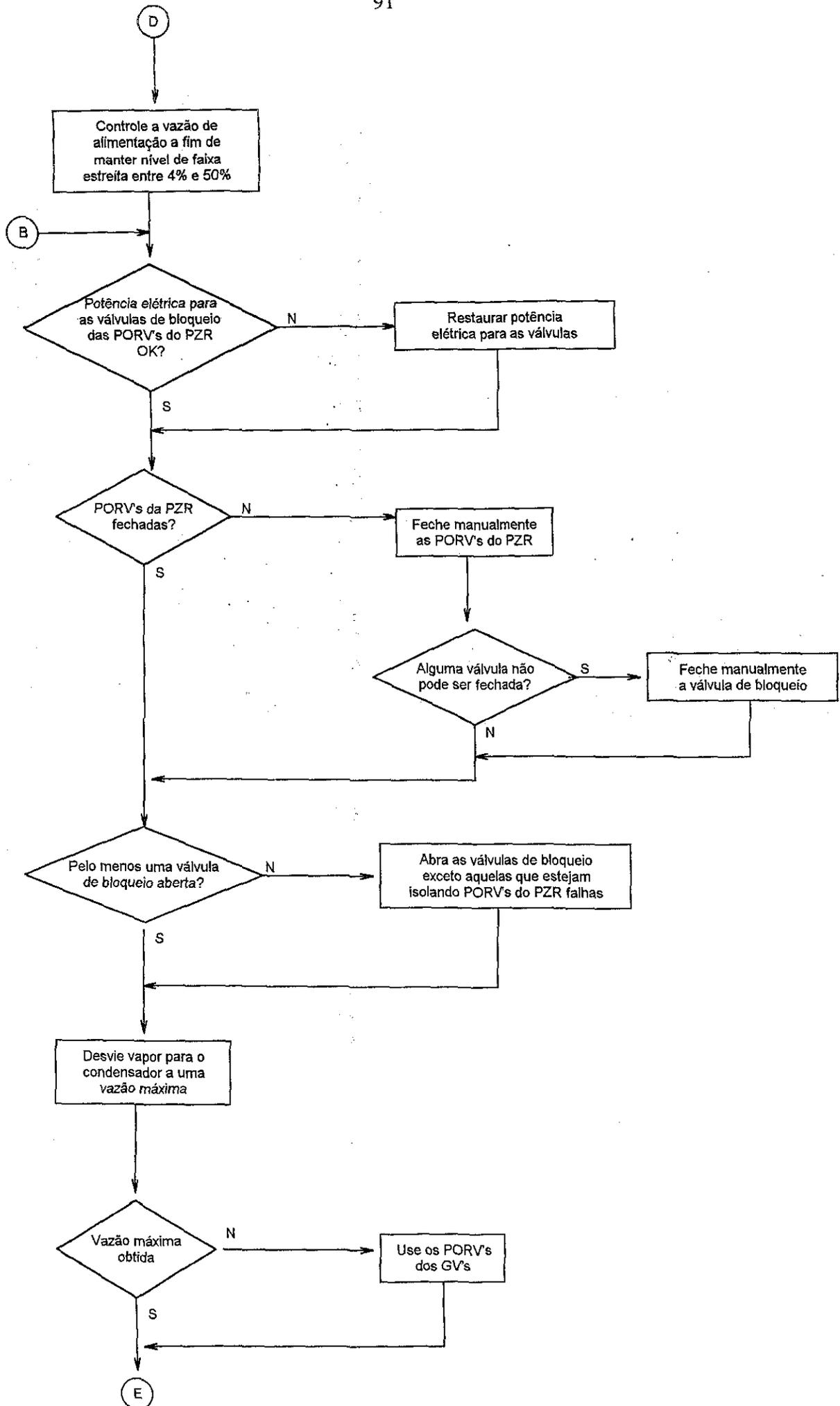
- (1) J. C. Kemeny - Report of President's Commission on the Accident at Three Mile Island - Pergamon Press (1979)
- (2) TMI-2 Lessons Learned Task Force Status Report and Short Term Recommendation - NUREG-0578 (1979)
- (3) TMI-2 Lessons Learned Task Force: Final Report - NUREG-0585 (1979)
- (4) Clarification of TMI Action Plan Requirements - NUREG-0737 (Nov. 1980)
- (5) Functional Criteria For Emergency Response Facilities - NUREG-0696 (Dez. 1980)
- (6) Clarification of TMI Action Plan Requirements; Requirements for Emergency Response Capability - NUREG-0737 Supplement 1 (1983)
- (7) WOG - Westing House Owner's Group Emergency Response Guideline Seminar - V. III - (Set. 1982)
- (8) Informações Técnicas Sobre as Árvores de Estado e os Procedimentos de Restauração de Furnas Centrais Elétricas - Funções - V. 3 (Dez. 1983)
- (9) Progress Reviews of Six Safety Parameter Display Systems - NUREG/CR - 4797, SAIC-86/3066 (1986)
- (10) Human Factor Acceptance Criteria for the Safety Parameter Display System - NUREG-0835 (1982)
- (11) Software for Computers in the Safety Systems of Nuclear Powers Stations - IEC Standard-880 (1986)
- (12) Manual on Quality Assurance for Computer Software to the Safety of Nuclear Power Plants - Technical Reports Series nº 282 - AIEA (1988)
- (13) B. R. Upadhyaya - Sensor Failure Detection and Estimation - Nuclear Safety V.26, n1 (1985)

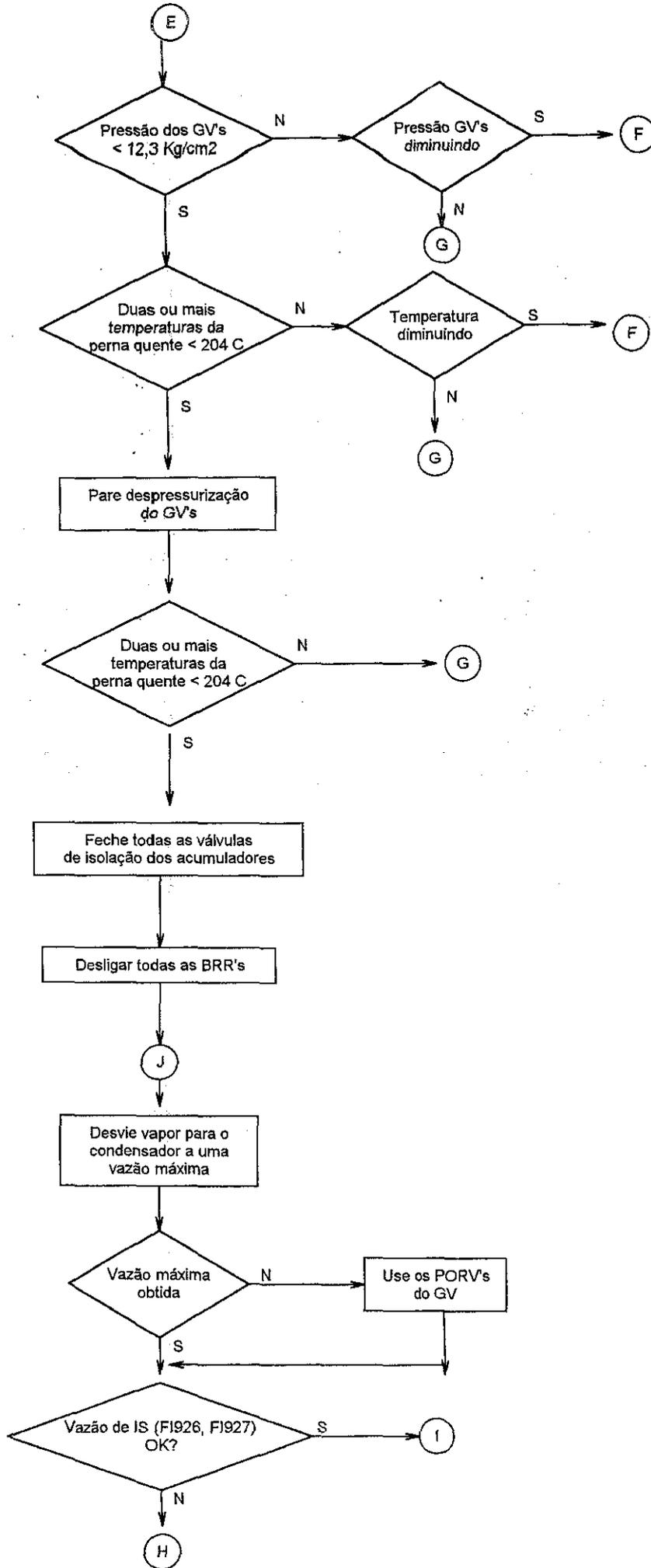
APÊNDICE A

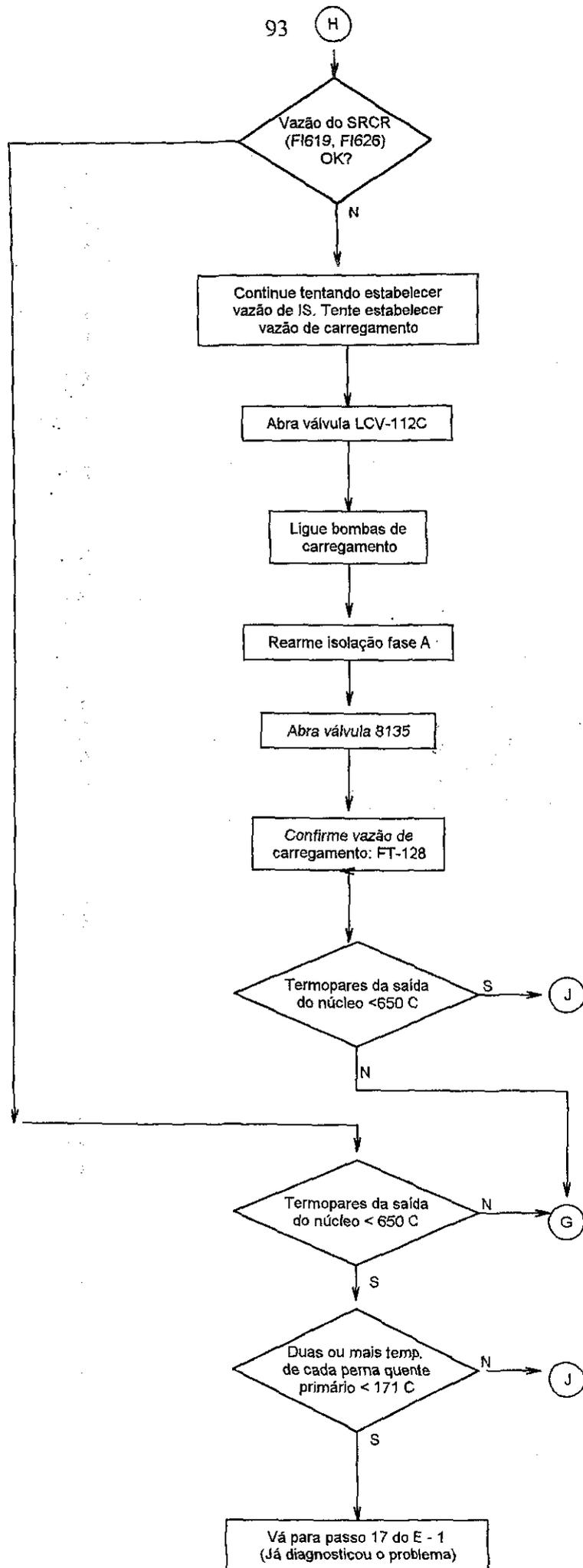
FLUXOGRAMA DO SISTEMA PARA A
AUTOMATIZAÇÃO DOS PROCEDIMENTOS
DE RECUPERAÇÃO DA FUNÇÃO CRÍTICA
DE SEGURANÇA : “RESFRIAMENTO DO
NÚCLEO DO REATOR”

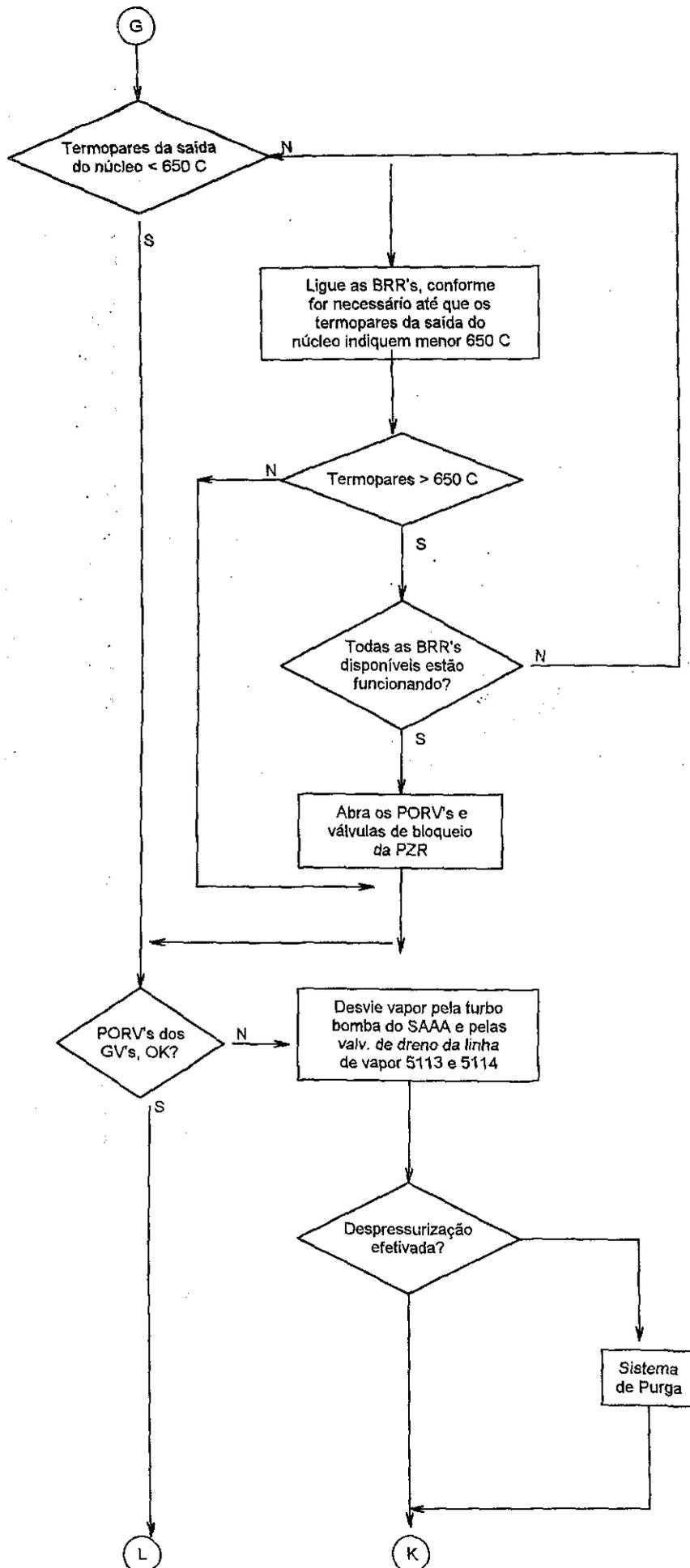


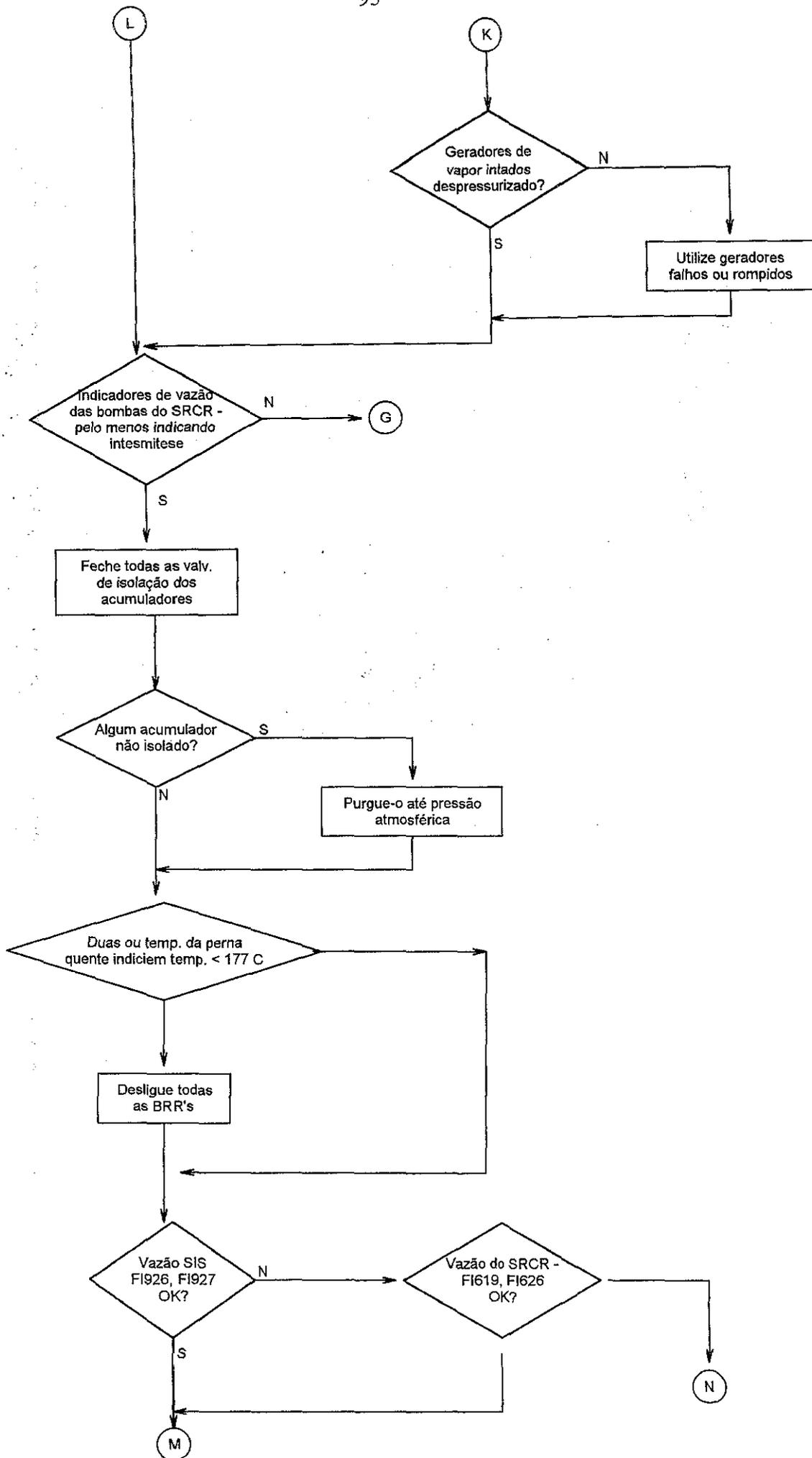


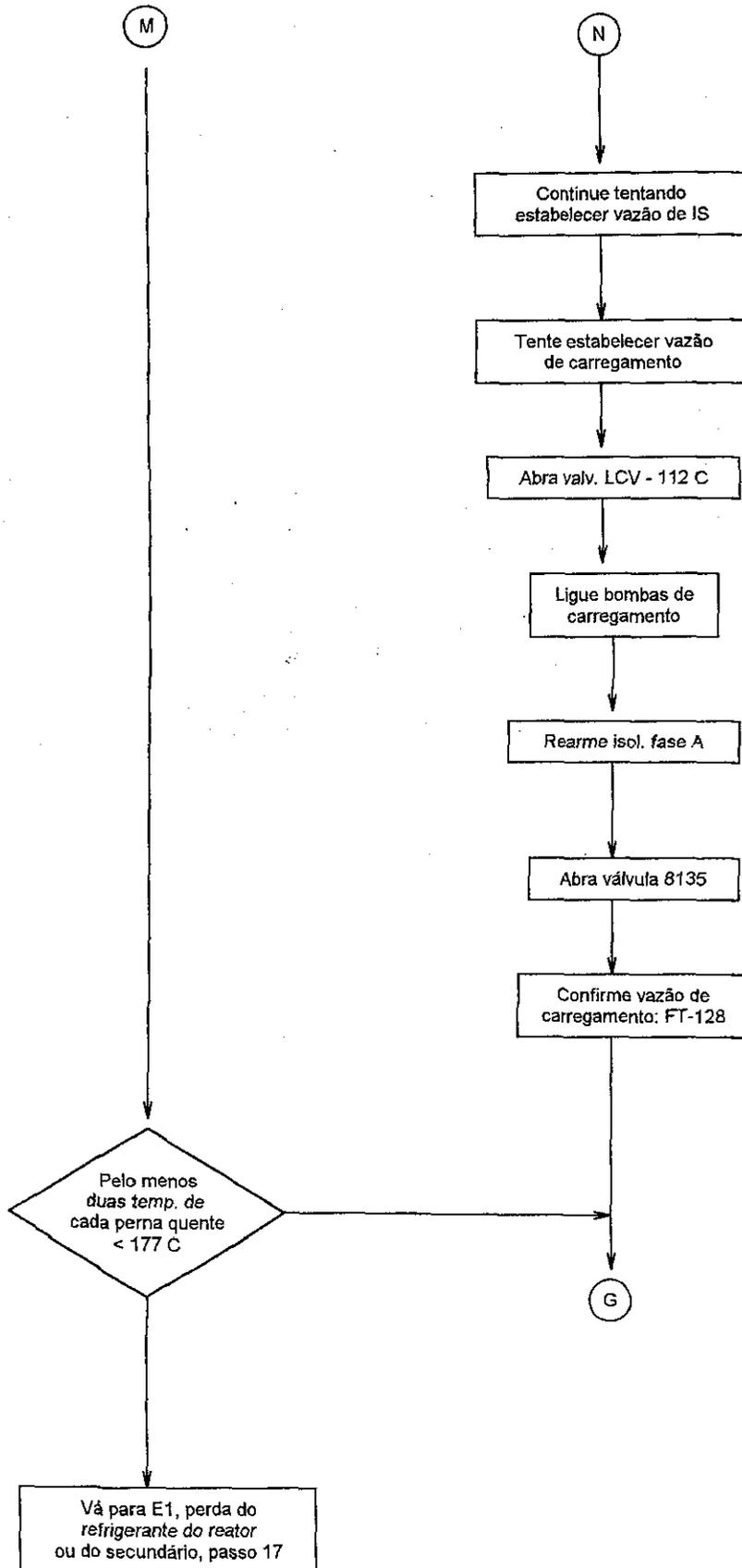












APÊNDICE B

APLICAÇÃO DO MÉTODO DESENVOLVIDO PARA
FILTRAGEM À VALORES AMOSTRADOS NA
USINA NUCLEAR ANGRA I

Taxa de Contagem (CPS)	Taxa de Partida	Taxa de Partida Apos a Filtragem (DPM)
3,28	-0,89	0
3,59	0,48	0
2,64	-1,53	0
2,74	-0,18	0
2,47	-0,29	0
2,29	-0,14	0
2,44	0,24	0
3,53	2,23	0
2,54	-1,28	0
2,26	-0,67	0
2,04	-0,73	0
2,16	0,24	0
1,97	-0,71	-0,23
2,03	-1,13	-0,36
1,96	0,40	-0,43
1,86	-0,20	-0,54
1,90	-0,09	-0,55
1,98	-0,13	-0,52
1,78	-0,41	-0,46
1,85	-0,40	-0,37
1,67	-0,81	-0,26
1,66	-0,23	-0,23
1,81	0,50	-0,23
1,67	-0,71	-0,23
1,31	-1,45	-0,28
1,58	0,40	-0,32
1,56	0,02	-0,32
1,82	0,54	-0,31
1,85	0,74	-0,25
1,43	-1,10	-0,17
1,65	-0,17	-0,09
1,64	-0,55	0,002
1,44	-0,84	0,05
1,29	-1,18	-0,03
1,57	0,39	-0,08
1,58	0,06	-0,14
1,39	-0,49	-0,21
1,25	-0,98	-0,28
1,15	-0,33	-0,31
1,43	1,29	-0,31
1,61	1,27	-0,26
1,53	0,51	-0,19
1,38	-0,38	-0,15

Tab 1 - Valores amostrados para a taxa de contagem e para a taxa de partida

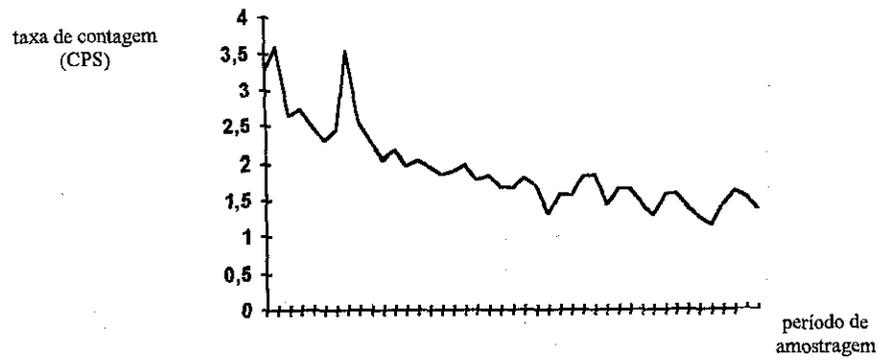


Fig 1 - Taxa de Contagem "contaminada" pelo ruído.

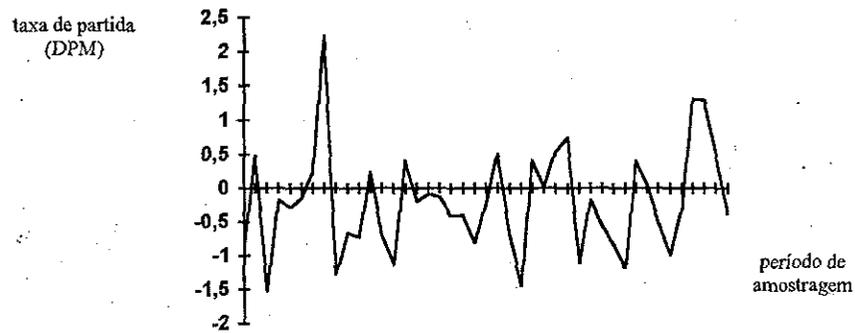


Fig 2 - Taxa de Partida associada a taxa de contagem "contaminada" pelo ruído.

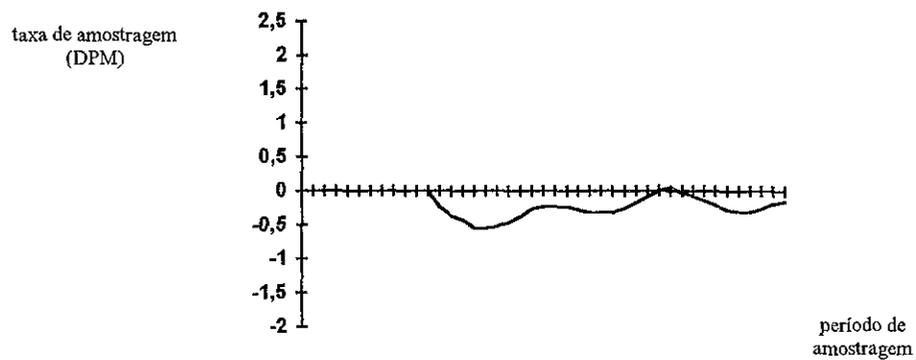


Fig 3 - Taxa de Partida após a aplicação do algoritmo (filtragem).

APÊNDICE C

DEFINIÇÃO DAS PRINCIPAIS SIGLAS

- * NRC - Nuclear Regulatory Commission
- * TMI - Three Mile Island
- * SPDS - Safety Parameter Display System
- * SIMP - Sistema Integrado de Monitoração de Parâmetros
- * SFCS - Sistema de Funções Críticas de Segurança
- * IAEA - International Atomic Energy Agency
- * SRR - Sistema de Refrigeração do Reator
- * SRCR - Sistema de Remoção de Calor Residual
- * WOG - Westinghouse Owners Reactor
- * PWR - Pressurized Water Reactor
- * PORV - Pressurizer Relieve Valves
- * BRR - Bomba de Refrigeração do Reator
- * IS - Injeção de Segurança
- * SIS - Sistema de Injeção de Segurança
- * SAAA - Sistema de Alimentação de Água Auxiliar
- * GV - Gerador de Vapor
- * DPM - Década por Minuto
- * CPS - Contagem por Segundo
- * SDNE - Sistema Detecção Nuclear Externo
- * DRMS - Sistema de Monitoração de Radioatividade Digital
- * BWR - Boiling Water Reactor