ATENÇÃO

O ORIGINAL DESTE ÍTEM NÃO FORNECE CONDIÇÕES PARA OBTER UMA CÓPIA DIGITALIZADA COM MELHOR QUALIDADE

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
SECRETARIA DA INDÚSTRIA, COMÉRCIO, CIÊNCIA E TECNOLOGIA
AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO

CÁLCULO DA PROBABILIDADE DE OCORRER ACIDENTES NO REATOR IEA-R1

ROBERTO FRAJNDLICH

Dissertação apresentada ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares como parte dos requisitos para obtenção do Grau de "Mestre na Área de Concentração em Reatores Nucleares de Potência e Tecnologia do Combustível Nuclear".

Orientador: Prof. Dr. Roberto Y. Hukai

São Paulo
1982

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
SECRETARIA DA INDÚSTRIA, COMÉRCIO, CIÊNCIA E TECNOLOGIA
AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO

CÁLCULO DA PROBABILIDADE DE OCORRER ACIDENTES NO REATOR IEA-R1

ROBERTO FRAJNDLICH

Dissertação apresentada ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares como parte dos requisitos para obtenção do Grau de "Mestre na Área de Concentração em Reatores Nucleares de Potência e Tecnologia do Combustível Nuclear"

Orientador: Prof. Dr. Roberto Y. Hukai

SÃO PAULO
1982

Ao Dr. Léo Augusto Krieger,
amigo incentivador

A minha mãe Sara
e a meu pai Manoel

A minha esposa Elita
e ao meu filho Rafael Augusto

AGRADECIMENTOS

Agradeço a todos aqueles que colaboraram para a realização deste trabalho. Em particular desejo agradecer as seguintes pessoas:

- Ao Superintendente do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares;

- Ao Dr. Roberto Y. Hukai, meu orientador e amigo, a quem muito devo pela realização deste trabalho;

- Ao Sr. Joel Alvarenga de Souza, Gerente de Área do Centro de Operação e Utilização Reator de Pesquisa que entre outras coisas, tornou possível o meu estágio neste reator;

- Aos colegas do Centro de Operação e Utilização Reator de Pesquisa pelas colaborações prestadas;

- Aos colegas do Centro de Processamento de Dados.

Roberto Frajndlich

agosto - 1982

ÍNDICE

CÁLCULO DA PROBABILIDADE DE OCORRER ACIDENTES NO REATOR IEA-R1

ROBERTO FRAJNDLICH

SUMÁRIO

Este trabalho trata dos procedimentos e elementos básicos para se obter resultados numéricos que traduzam o grau de confiabilidade dos sistemas de segurança do reator de pesquisa IEA-R1. Contém uma descrição suscinta do reator analisado, as árvores de falhas dos três sistemas componentes, o programa de computação e os resultados. Tecem-se comentários sobre os resultados obtidos.

CALCULATION OF THE PROBABILITY TO OCCOUR ACCIDENTS AT IEA-R1 REACTOR

ROBERTO FRAJNDLICH

SUMMARY

This dissertation concerns with the procedures and basic elements involved in the calculation of the reliability of safety systems of the IEA-R1 research reactor. It presents a summary description of the reactor systems, fail trees for the three systems components, the computer codes and numerical results. Comments are made based on these results.

1. INTRODUÇÃO

1.1 - Aspectos Gerais

A descoberta da energia nuclear resultou de pesquisas realizadas ainda no final do século passado e atualmente vem sendo utilizada principalmente na geração de energia elétrica.

Inicialmente, utilizada para fins bélicos, este tipo de energia foi aos poucos sendo controlada de tal forma que uma nova tecnologia, diferente das convencionais, começou a ser desenvolvida tanto sob o ponto de vista técnico como de segurança. Como resultado prático, surgiu o reator nuclear de potência, cujo objetivo é a produção de energia elétrica com o máximo de segurança, tanto para o homem como para o seu habitat.

A energia nuclear baseia-se no princípio da fissão dos núcleos de elementos pesados como o urânio e o plutônio através do bombardeamento por partículas isentas de carga elétricas denominadas "nêutrons". Da fissão nuclear, surgem dois núcleos leves com alto grau de instabilidade que os tornam radiativos, o que significa dizer que a sua transmutação em outros elementos com características energéticas mais estáveis pode levar desde uma fração de segundos até milhares de anos, dependendo da espécie química.

Estes elementos apresentam-se tanto na forma sólida, líquida como gasosa e sua liberação para o meio ambiente pode ser altamente prejudicial a todos aqueles que direta ou indiretamente, estejam em contato com eles.

Todos estes fatores contribuíram para que o surgimento dos reatores fosse acompanhado de preocupações maiores sob o ponto de vista de segurança jamais visto na história da engenharia. O reator é totalmente envolvido por um edifício de contenção de aço e concreto para impedir um possível escapamento de material radioativo para o meio exterior e os sistemas de operação e segurança internos são redundantes para que a falha de um deles não comprometa a segurança da operação.

O licenciamento das centrais nucleares, por partes das autoridades, é feito de modo extremamente cuidadoso que chega a ser exaustivo e exige vários anos para a sua aprovação.

Os estudos de viabilidade construtiva de uma central são elaborados e registrados nos chamados "Relatório de Análise de Segurança". Em linhas gerais, este Relatório é composto de seis partes. A primeira, responsável pela análise de localização, mostra os estudos realizados com respeito a parte geológica do terreno escolhido, direção e frequência dos ventos, índice plu-

viométrico, capacidade de dispersão dos poluentes, movimento de águas, distribuição populacional, etc. A segunda parte, diz respeito as características neutrônicas, mecânicas e termo-hidráulica do reator. Nesta fase são relacionados os dados técnicos, descrição dos materiais empregados, controle de qualidade, equipamentos auxiliares e desempenho esperado. A terceira parte descreve todas as instalações, sistemas de ventilação, locais de tratamento dos materiais radioativos e sistema de contenção. Nos capítulos seguintes tem-se uma descrição completa da parte instrumental e de controle. Logo a seguir é feita uma previsão de programação incluindo o início das operações, troca de combustível e programa de manutenção. Por fim, há um capítulo destinado à análise dos possíveis acidentes e o modo como os sistemas de segurança interferem para sanar ou minimizar seus efeitos. Neste capítulo estão incluídos os planos de emergência e treinamento das equipes de segurança e pessoal de operação.

Como em toda obra de engenharia, a viabilidade de utilização de uma determinada tecnologia está ligada a fatores técnicos e econômicos.

Com o surgimento da energia nuclear, a maior dificuldade sob o aspecto de segurança era o de quantificar o que realmente significava trabalhar com segurança, ou seja, qual de-

veria ser o risco aceitável para os trabalhadores e populações circunvizinhas a uma central nuclear.

A partir de março de 1957, iniciou-se propriamente dito o estudo científico para definição das probabilidades de ocorrência de acidentes em uma central nuclear e as suas conseqüências para as populações distribuídas próximas ao reator e para o meio ambiente. Para tanto, foi formado nos Estados Unidos uma comissão composta por cientistas e engenheiros pertencentes ao "Brookhaven National Laboratory" que, juntamente com outros especialistas, desenvolveram um trabalho intitulado "Theoretical Possibilities and Consequences of Major Acidents in Large Nuclear Power Plants". Este trabalho destinava-se ao estudo das possíveis conseqüências de que um acidente teoricamente crível, mas altamente improvável, ocorra em uma usina nuclear. Para este fim, foi criado um modelo teórico a partir de hipóteses que mais se aproximavam da realidade. Tomou-se como referência um reator de potência de 500MW térmicos em um local tipicamente utilizado para essa finalidade. Assumiu-se a pior condição histórica para a ocorrência dos acidentes, ou seja, ao final de 180 dias de operação do reator quando os mais importantes produtos de fissão já estão formados. Foram considerados três tipos de acidentes: no primeiro caso, considerou se a possibilidade de que todos os produtos de fissão encontravam-se

na forma de vapor e se dispersariam no interior da contenção sem escapamento para atmosfera. Para o segundo caso, assumiu-se que todos os produtos de fissão voláteis seriam descarregados na atmosfera no momento do acidente devido a uma ruptura ocorrida na contenção ou pela falha no sistema de fechamento das penetrações do prédio. No terceiro caso, supos-se que 50% dos produtos de fissão seriam descarregados na atmosfera e subsequentemente dispersados de acordo com as hipóteses feitas para as condições metereológicas e tamanho das partículas.

Como resultado deste estudo, concluiu-se que para os três casos mencionados, as estimativas indicavam que os prejuízos pessoais estavam dentro de limites que variariam entre nenhum ferido ou morto até um limite superior onde haveria cerca de 3400 mortos e 43000 feridos. Em termos de prejuízos materiais estes limites variariam na época entre um milhão e meio e sete bilhões de dólares. Estimou-se ainda, que uma pessoa poderia ser morta dentro de uma distância de 24 Km do local do acidente e sofrer ferimentos até cerca de 73 Km. A contaminação da terra poderia se estender por maiores distâncias. Por outro lado, houve um consenso geral entre os cientistas de que as probabilidades de acidentes eram muito baixas, variando para o caso da liberação dos produtos de fissão apenas no interior do vaso de uma chance

em 100 até um chance em 10 000 por reator - ano. Para um acidente envolvendo liberação significativa de produtos de fissão no interior do prédio da contenção, valores que variariam entre uma chance em 1 000 até uma em 10 000 por reator - ano. E finalmente, para o caso de um acidente envolvendo a descarga de grandes quantidades de produtos radiativos para a atmosfera, as probabilidades situariam-se entre uma chance em 100 000 até uma em 1 bilhão por reator - ano. Fazendo uma estimativa pessimista para o maior acidente e assumindo que 100 reatores estejam em operação, e considerando que em cada acidente morra cerca de 3 000 pessoas, o trabalho mostrou que haveria uma chance em 50 milhões por ano de que uma pessoa perca a sua vida neste tipo de acidente. Enquanto que as chances de alguém perder a vida em acidentes automobilísticos é de cerca de um em 5 000 por ano.

1.2 - Metodologia do Risco e o Relatório Rasmussen

Um dos aspectos mais importantes visando a aceitação da nova tecnologia diz respeito ao grau de confiabilidade que esta pode oferecer. O termo confiabilidade, é definido como a medida do grau de utilização com sucesso de um componente ou sistema dentro de limites do seu estado e condições de operação.

Para se conhecer a confiabilidade de um sistema, tem sido utilizada a chamada Metodologia do Risco. O seu princípio básico consiste em se conhecer a vida média dos componentes mais simples utilizados em uma instalação e, a partir de então, usando um processo estatístico, chegar a sua confiabilidade durante um certo período de utilização.

Este tipo de estudo teve sua origem no começo do século na indústria ferroviária, incidindo principalmente sobre os rolamentos usados nos trens. Também as companhias geradoras de energia elétrica muito se tem utilizado deste tipo de análise, que acima de tudo, aponta os pontos fracos ou superdimensionados de redes elétricas.

No caso específico de reatores nucleares, a Metodologia do Risco tem um valor muito grande devido às incertezas quanto a segurança dos sistemas adotados.

Até 1972, ainda havia certa desconfiança com relação a aplicação matemática desta metodologia. Experiências até então realizadas indicavam resultados que apresentavam discrepâncias com relação às ocorrências reais. A partir de então, com o aperfeiçoamento técnico e maior precisão dos dados, este método para análise de acidentes passou a ser visto como algo muito promissor.

Nesta mesma época, iniciou-se a elaboração de

um relatório intitulado "Reactor Safety Study" promovido pela "U. S. Nuclear Regulatory Commission". O objetivo deste relatório era o de fornecer uma estimativa realística dos riscos que envolvem uma usina nuclear e compará - los com os riscos provenientes de outras tecnologias. A direção deste estudo esteve a cargo do Professor Norman C. Rasmussen do "Massachusetts Institute of Tecnology" /19/. Os reatores tomados como base para obtenção dos resultados foram do tipo água pressurizada (PWR) e água fervente (BWR) que são até o momento, os reatores de potência mais comercializados no mundo.

Aproveitando as experiências anteriormente acumuladas por grandes indústrias e laboratórios que utilizavam a Meto - dologia do Risco, esta comissão chegou a resultados importantes quanto a confiabilidade dos reatores acima mencionados. Entre as indústrias consultadas, estavam a "Boeing Company", com larga experiência na coleta de dados e construção das árvores de falhas e o "Laboratorio Nacional de Oak Ridge" que deu grandes contribuições no que diz respeito às análises dos sistemas de engenharia. O "Hanford Laboratory", encarregado pelo desenvolvimento de projetos de engenharia, contribuiu muito com estudos em modelos.

O Relatório Rasmussen toma por modelo uma usina operando a 1 000MW térmicos. Com este porte pode gerar energia

elétrica para aproximadamente 500 000 pessoas. O vaso de pressão contém 100 toneladas de urânio dispostos em varetas com diâmetro igual a 1,27cm e 3,66 m de altura. O reator é refrigerado a água que ao passar pelo vaso absorve o calor oriundo das fissões e se transforma em vapor. Este, por sua vez, é utilizado para mover as turbinas que geram a energia elétrica.

Segundo o mesmo Relatório, a possível fusão do núcleo é sem dúvida o acidente que mais danos pode causar neste tipo de instalação e cita como potenciais causas principais, a perda do fluído refrigerante e os transientes de potência. A perda do fluído refrigerante através do rompimento de uma válvula, tubulação, bomba ou ruptura da contenção levaria a imediata paralização da operação do reator. O calor internamente produzido baixaria após o desligamento, até atingir um valor aproximado de 7% do total. A partir de então, a queda da temperatura é lenta e o calor residual existente pode levar a fusão dos elementos combustíveis e do vaso de contenção do reator. Para remoção do calor residual existe o Sistema de Refrigeração de Emergência (ECCS). Por sua vez, o termo transientes de potência se aplica a qualquer condição anormal que exija o desligamento do reator. Os resultados deste Relatório dizem que a probabilidade de fusão do núcleo do reator está em torno de um para 20 000 por reator-ano. Juntamente com estes resultados, são apresentadas as Figuras 1.1 e 1.2 que

comparam os riscos proporcionados pelo funcionamento de 100 usinas nucleares com outros eventos causados pelo homem ou, devido aos fenômenos naturais. Como se observa, os riscos devido a eventos não nucleares são cerca de 10 000 vezes maiores no sentido de causarem um número de mortos mais elevados que os riscos devido a centrais nucleares.

A primeira edição deste Relatório apareceu em 1975 e, a partir de então, vários trabalhos têm seguido as mesmas diretrizes. Em janeiro de 1976, foi publicado nos Estados Unidos um outro relatório intitulado "HTGR Accident Initiation and Progression Analysis Status Report" /18/. Destinava-se ao estudo dos riscos em reatores que operam em altas temperaturas e são refrigerados a gás. A principal diferença entre este Relatório e o anterior, diz respeito as suas finalidades. Enquanto o primeiro tinha por fim avaliar os riscos de sistemas já existentes, o segundo foi usado como base para o aperfeiçoamento dos sistemas em desenvolvimento ou seja, na construção futura dos reatores tipo HTGR (High Temperature Gas Cooled Reactor).

A partir do momento em que a análise de risco começou a ser utilizada em tecnologia nuclear, sentiu-se a falta de dados com relação aos dispositivos, equipamentos e sistemas usados nas centrais nucleares. Foi então que uma equipe do Instituto de Eletricidade Edson (EEI), também nos Estados Uni -

dos, começou a desenvolver o chamado Sistema de Dados Confiáveis das Centrais Nucleares (NPRDS), a pedido do "Nuclear Technical Advisory Board" (NTAB), pertencente ao "American National Standards Institute" (ANSI) /28/. O objetivo foi o de desenvolver um método padrão para obtenção e armazenamento de dados sobre confiabilidade dos componentes para posterior utilização na análise de segurança global dos sistemas.

Em julho de 1973, um manual de normas para a coleta de dados foi completado e um programa piloto foi iniciado com seis usinas nucleares. Entre elas estavam as usinas "Maine Yankee" e "Nine Mile Point I". Este manual tinha por objetivo comparar os resultados obtidos por meio de programas de computação com dados reais destas unidades. Tanto os dados como os programas foram sendo aperfeiçoados. A partir de julho de 1974, a implantação industrial do "NPRDS" teve início através da indústria nuclear.

Entre os objetivos e benefícios do "NPRDS" se podem citar a coleta, estocagem e obtenção com maior precisão da confiabilidade e a estatística de falha dos sistemas e componentes nucleares que permitiu:

a. maior precisão e segurança nas usinas e componentes nucleares;

b. maior fator de disponibilidade de operação das

usinas;

c. otimização das redundâncias dos sistemas;

d. expedição de licensas e diminuição do tempo e custo da construção da usina;

e. avaliação e ajustamento dos períodos de testes para sistemas e componentes;

f. identificação dos modelos de falhas significativos;

g. identificação das tendências de falhas e detecção de modelos comprometedores.

1.3 - Reatores de Pesquisa

Todas estas considerações dizem respeito à usinas nucleares de potência cuja capacidade de geração de energia elétrica atingem, hoje, o índice de 1 300 MWe e são utilizadas comercialmente. Por outro lado, existe uma classe toda especial de reatores, necessariamente de menor porte gerador, e chamados de reatores de pesquisa. Estes reatores são utilizados principalmente para irradiação de materiais na produção de isótopos, experiências em física de nêutrons e treinamento de pessoal.

Ao contrário dos reatores de potência que funcionam com alta potência térmica, os reatores de pesquisa operam dentro de limites que variam desde poucos watts até cerca de ....

100 MW. Entre estes reatores, existem os chamados reatores de potência zero que tem como finalidades, a formação de pessoal e a investigação dos parâmetros neutrônicos. Operam em potências muito baixas, ou sejam, inferiores a 1 KW por tempo indeterminado de operação contínua ou até 10 KW em curtos intervalos de tempo. Desta forma não necessitam de um sistema de refrigeração específico e as trocas térmicas podem ser feitas por simples convecção do ar.

Entre os trabalhos existentes sobre Metodologia de Risco aplicada à reatores de pesquisa, foi publicado em 1977, a dissertação de mestrado intitulada "Sistema de Controle e Instrumentação do Reator de Potência Zero do Instituto de Energia Atômica e o Cálculo de sua Confiabilidade" /16/ que analisa, pormenorizadamente, os sistemas de operação e segurança deste reator e a partir da elaboração das árvores de falhas destes sistemas, calcula as probabilidades de possíveis ocorrências de um acidente envolvendo criticalidade. Um segundo trabalho sobre este reator, foi publicado em 1978, com o título "Análise de Acidentes de Criticalidade no Reator de Potência Zero do Instituto de Energia Atômica" /11/. Neste Trabalho, o autor procurou mostrar todas as sequências que conduziram a um acidente envolvendo a liberação de material radioativo. Os resultados mostraram para cada sequência a energia liberada e a atividade dos produtos

de fissão após 1 hora e até 100 horas após o acidente. Estimou-se a temperatura máxima do combustível e do seu encamisamento, resultante dos acidentes postulados.

Os dois trabalhos acima descritos se complementam pois, enquanto o primeiro se preocupa em calcular as probabilidades de que os sistemas venham a falhar causando um acidente, o segundo determina as consequências provocadas em acidentes envolvendo sequências diferentes. O resultado alcançado no primeiro trabalho indica que a probabilidade de um acidente neste reator é de cerca de $1,51 \times 10^{-8}$ por ano.

Os reatores que operam com potência superior a 200 KW necessitam de um sistema de refrigeração mais especifico. Um dos reatores de pesquisa desta natureza, é o "tipo piscina". Neste tipo de reator, o núcleo encontra-se imerso em uma piscina aberta, facilitando o manuseio das amostras a serem irradiadas, experiências na placa matriz e o fácil acesso aos elementos combustíveis e refletores. Estes reatores foram construídos principalmente no final da década de 1950, quando os processos de licenciamento eram mais simples que os atuais.

1.4 - Objetivos desta Dissertação

O IEA - R1 é um reator de pesquisa do tipo piscina

operando em uma potência de 2 MW no Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares e se constitui no objeto principal desta dissertação. Na elaboração do Relatório de Segurança /12/ deste reator foram tratados os tipos de acidentes possíveis de ocorrer e os meios para impedí-los. Também foi analisada a parte de segurança envolvendo visitantes, pessoal experimental, operadores do reator e o público em geral. Por fim, este estudo postula o Acidente Básico de Projeto (ABP) e analisa suas consequências. Estes acidentes são estudados no Capítulo III deste trabalho.

O presente trabalho tem por objetivo complementar o Relatório de Análise de Segurança, dando maior ênfase aos riscos que um reator deste tipo pode oferecer aos operadores, pesquisadores e população em geral. Trata-se de aplicar a Metodologia do Risco aos sistemas deste reator. Para tanto, foram construidas as árvores de falhas para os três sistemas principais de segurança do IEA - R1, a saber:

1. Sistema de Instrumentação e Controle;
2. Sistema de Refrigeração;
3. Sistema de fornecimento de energia elétrica.

A partir de um cálculo em computador obtiveram se as probabilidades de ocorrência de um possível acidente neste tipo de reator. No capítulo seguinte é feita uma descrição do reator a ser analisado incluindo os principais dispositivos e sistemas da sua operação. Posteriormente, é feita uma análise qualitativa dos

possíveis acidentes em um reator deste tipo. Procura-se, então , dar ênfase ao sistema de "SCRAM", responsável pela paralização quase imediata da operação do reator.

Nos demais capítulos são feitas considerações sobre o cálculo da confiabilidade dos sistemas, incluíndo os conceitos básicos então adotados, a técnica utilizada para a construção e cálculo das árvores de falhas e os resultados obtidos. Nos Apêndices A, B e C encontram-se os resultados, o programa de computação utilizado, a sua descrição e a simbologia adotada nas análises feitas.

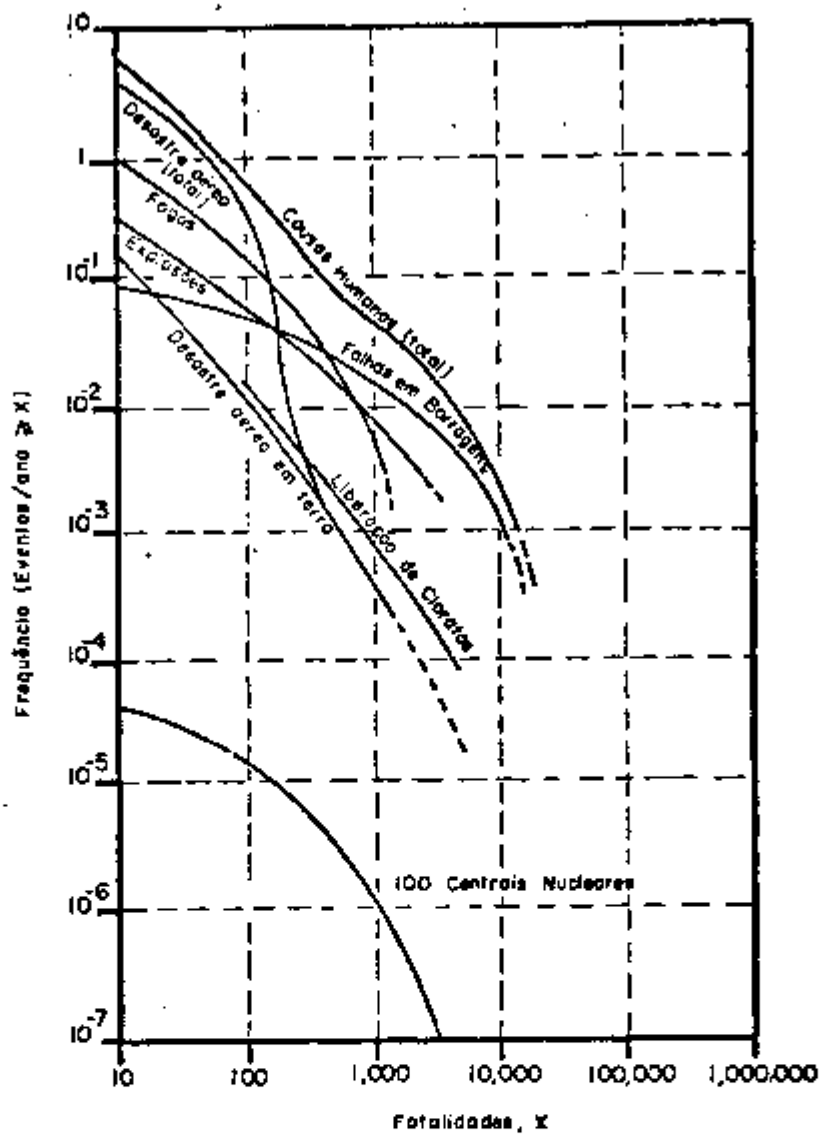


FIG. 1.1 - Frequência de Mortes Causadas por Eventos Provocados pelo Homem /19/.

Notas : 1 - Mortes devidas a acidentes automobilísticos não são mostrados porque estes dados não são disponíveis. Acidentes automobilísticos causam cerca de 50 000 mortes por ano nos EUA.

2 - Incertezas para acidentes nucleares são estimadas representativamente por fatores 1/4 e 4 na magnitude das consequências e por fatores de 1/5 e 5 nas probabilidades.

3 - Para ocorrência naturais provocadas pelo homem a incerteza na probabilidade das consequências de maior magnitude representativamente por fatores de 1/20 e 5. Menores magnitudes são acompanhadas de menores incertezas.

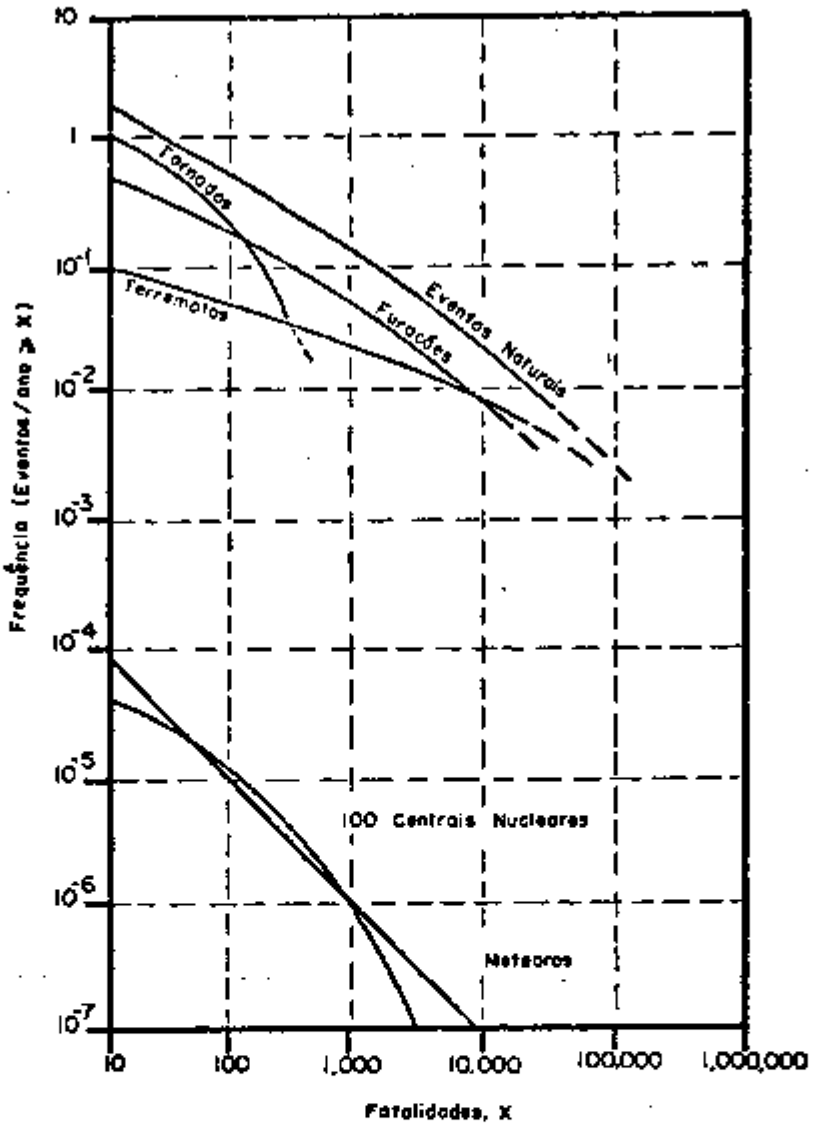


FIG. 1.2 - Frequência de Mortes Provocadas por Eventos Naturais /19/.

Notas: 1 - Para ocorrências naturais e provocadas pelo homem a incerteza na probabilidade das consequências de maior magnitude é estimada representativamente por fatores de 1/20 e 5. Menores magnitudes tem menos incertezas.

2 - Incertezas para acidentes nucleares são estimadas representativamente por fatores de 1/4 e 4 na magnitude das consequências e por fatores de 1/5 e 5 nas probabilidades.

2. DESCRIÇÃO SUSCINTA DO REATOR E SEU FUNCIONAMENTO

2.1- Aspectos Gerais

O Reator IEA-R1 está localizado no Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares de São Paulo, e tem operado desde 1958 com uma potência de 2 MW embora sua capacidade construtiva permita até 5 MW. Com a introdução de mais um circuito de refrigeração e com a troca do revestimento interno da piscina de cerâmica para chapas de aço inoxidável, a potência do reator poderá eventualmente ser elevada até 10 MW.

O reator é do tipo piscina (Figuras 2.1 e 2.2) com dimensões da parte ativa do núcleo igual a 60 x 40x 38cm. Tem como moderador e refrigerante a água leve; como refletor, blocos de grafita revestidos de alumínio e como blindagem radiológica água e concreto com barita que chega a atingir 2,00metros na parede lateral da piscina. O fluxo de nêutrons é controlado por três barras de segurança e uma de controle. A refrigeração é realizada através de uma circulação forçada de cima para baixo com água leve, com vazão normal de 600m^3/h, sendo a temperatura de entrada do refrigerante no núcleo do reator em torno de 30^{o}C e de saída 33^{o}C, para a operação de 2 MW.

2.2 - Sistema de Instrumentação e Controle

Este sistema (Figura 2.3) tem por finalidade possibilitar uma operação segura do reator e é realizado através de informações transmitidas pelo sistema de controle, permitindo que o reator opere manualmente ou automaticamente pelo ajuste do fluxo neutrônico ou do nível de potência. Os canais de medidas nucleares funcionam através de circuitos de detecções e podem ser classificados em dois grupos conforme a sua função.

1. Canais de Operação
2. Canais de Segurança

O nível de fluxo neutrônico e a razão de sua variação são os dados principais que influem no comportamento destes canais. Este nível é fornecido por três canais :

a) Canal de Partida

Este canal mede o fluxo de nêutrons em níveis suficientes para serem distinguidos dos ruídos de fundo. É usado para evitar a partida do reator sem que haja uma indicação da contagem mínima de nêutrons e pode medir o fluxo em níveis da ordem de 10^{-9} da potência total.

b) Canal Linear

Indica os níveis de potência de 0,1% a 100% da potência total. É o canal que fornece os sinais para unidade de controle automática do reator que está acoplado à barra de controle . Este canal não está diretamente ligado ao sistema de desligamento imediato do reator.

c) Canal Logarítmico

Tem a função de fornecer dados sobre o nível e período do fluxo de nêutrons no reator. Este canal deve evitar variações bruscas do fluxo assim como registrá-las.

A instrumentação destinada a segurança é fornecida pelos seguintes canais :

c_1) Canal de Segurança 1

c_2) Canal de Segurança 2

c_3) Canal de Segurança 3

c_4) Canal Logarítmico e de Período

Os canais de Segurança começam a atuar a partir do momento em que a potência é maior que 10% da total. Estes canais são calibrados com o objetivo de evitar o aumento da potência aci -

ma de valores pré-estabelecidos. O funcionamento é baseado na lógica 2 *em* 3, ou seja, é necessário que pelo menos dois detetores acusem a elevação da potência acima dos níveis permissíveis para que seja acionado o sistema de segurança. Este método evita, por exemplo, o desligamento do reator devido a um pico de potência localizado nas proximidades de um dos detetores. O Canal Logarítmico e de Período fornece informações sobre o período do fluxo de nêutrons no reator conforme a equação abaixo :

$$\phi = \phi_o e^{t/\tau} \qquad \text{(Eq. 2.1)}$$

onde :

ϕ_o = fluxo de nêutrons em um determinado tempo "t"

t = tempo

τ = período

Para valores de " τ " muito curtos, a tendência é um aumento muito rápido do fluxo neutrônico, com o consequente desligamento do reator.

2.3 - Desligamento rápido ("SCRAM") do Reator

A principal prevenção contra acidentes está na inserção das barras de segurança no núcleo do reator. O termo "SCRAM"

denota a paralização brusca da operação sempre que houver o corte de energia nos relês de contato dos magnéticos que sustentam as barras de controle e segurança com a consequente queda pela ação da gravidade. O "SCRAM" pode ser acionado automáticamente ou manualmente. O "SCRAM" automático é conhecido como rápido e ocorre independentemente do operador sempre que surgir algum aviso específico ou falha proviniente da cadeia de relês ligados aos aparelhos e dispositivos de funcionamento do reator. O "SCRAM" manual, conhecido como lento, será acionado sempre que o operador constatar alguma irregularidade que ameace a segurança da operação. Esta constatação deve ser feita através de sinais luminosos e alarmes dispostos na sala de controle da operação.

2.3.1-Barras Absorvedoras

As barras de segurança são em número de três. Além destas, há uma de controle. Todas as quatro se encontram montadas na treliça que sustenta a placa matriz. Por ocasião do início da operação, as barras de segurança são retiradas do núcleo do reator segundo uma porcentagem que varia de dia para dia conforme a quantidade de material absorvedor existente, principalmente da concentração do Xênon e do Samário. A barra de controle funciona de duas maneiras :

a) manualmente

b) automaticamente

Inicialmente, é colocada de forma manual na posição mais adequada. Quando o reator está em fase de estabilização coloca-se em automático. Nesta etapa, as variações desta barra mantém a potência de saída no valor pré-determinado. O material absorvedor das barras é constituido de 80% de prata, 15% de indio e 5% de cádmio.

2.3.2 - Relês do Circuito de "SCRAM"

O circuito de "SCRAM" é composto por uma cadeia de relês ligados às barras de segurança e controle. Qualquer irregularidade nos sistemas resulta no desligamento do reator ou no alerta aos operadores através do painel de alarme localizado na mesa de controle. O alerta é feito através de dois conjuntos contendo doze sinais luminosos cada. Um conjunto é apenas indicativo de determinadas situações de menor gravidade e dispensam a paralização imediata da operação. O segundo conjunto, indica o motivo pelo qual o reator foi desligado automaticamente.

2.4 - Sistema de Refrigeração

O sistema de refrigeração pode ser visto na Figu -

ra 2.4. Tem por objetivo remover o calor gerado no núcleo do reator pelas fissões nucleares e dissipá-lo na atmosfera. Isto é feito através de dois circuitos :

a) circuito primário

b) circuito secundário

2.4.1 - Circuito Primário

Este circuito é responsável pela refrigeração direta dos elementos combustíveis através da circulação forçada da água da piscina, segundo um ciclo descendente, passando entre as suas placas e sendo conduzida ao trocador de calor.

Este circuito é composto pelos seguintes elementos:

1. Piscina

Tem um volume de $272m^3$, sendo dividida em dois compartimentos. Um deles destina-se a estocagem e manuseio de material radioativo, enquanto o outro, contém o núcleo do reator destinado a operação.

2. Núcleo do Reator

Composto pelo arranjo de elementos combustíveis , refletores e de irradiação, é o local onde ocorrem as fissões nucleares.

3. Placa Matriz

É uma placa de alumínio (82,86cm x 63,97cm x 11,43cm) onde existem 80 orifícios (8 x 10) que servem de soquetes e suportes para os elementos que formam o núcleo do reator. A placa é sustentada por uma treliça conectada à plataforma rolante e pode ocupar três posições no interior da piscina. Na primeira aparece conectada ao funil de circulação. Nesta posição o reator pode operar com sua potência máxima. A segunda posição é frontal à coluna térmica e a potência não deve exceder os 100 KW já que a refrigeração é feita através de convecção natural da água da piscina. E por fim, no compartimento de estocagem, para eventual isolamento do compartimento destinado a operação normal.

4. Funil de Circulação

É uma peça em alumínio com formato tronco-piramidal cuja finalidade é o de ligar a placa matriz com a válvula de convecção.

5. Válvula de Convecção

Constitui o sistema de acoplamento da parte inferior do funil de circulação com a tubulação do circuito primário. Este acoplamento é inicialmente feito mecanicamente por meio de uma haste ligada ao sistema pneumático enquanto sua manutenção nesta posição e realizada através da queda de pressão causada pela velocida-

de de escoamento da água no seu interior.

6. Tanque de Decaimento

Tem por fim reter a água proviniente do núcleo do reator por 74 segundos em um compartimento cilíndrico com $27,2m^3$ para que haja o decaimento do Nitrogênio(N-16) formado pela reação do Oxigênio presente na água com os nêutrons oriundos das fissões.

7. Trocador de Calor

É o responsável pela transferência do calor da água do circuito primário para o secundário durante a operação. A capacidade útil de troca térmica é de aproximadamente $4,4 \times 10^6$ Kcl / hora.

8. Difusor

É constituido por três tubos em alumínio com diametro de 10 polegadas (25,4cm) ligados em forma de Tê e colocados no fundo da piscina. Tem por objetivo distribuir de maneira homogênea a água que retorna à piscina evitando a formação de correntes. A passagem da água é feita através de 572 orifícios situados na parte inferior dos tubos.

2.4.2 - Circuito Secundário

Tem por fim remover o calor da água do Circuito Primário nos trocadores de calor e dissipá-lo em torres de refrigeração externas.

2.5 - Operação do Reator

Suscintamente, a operação do reator é realizada conforme o esquema delineado nas Figuras 2.5 e 2.6.

O funcionamento do reator tem início a partir da elevação da barra de controle e das três barras de segurança por meio de um mecanismo eletrônico. As barras são formadas por material altamente absorvedor de nêutrons (Prata, Indio e Cádmio) e na medida em que são retiradas do núcleo do reator, permitem um aumento da população de nêutrons e, consequente aumento da taxa de fissões. Esta operação é realizada a partir da sala de controle por dois técnicos operadores supervisionados por um supervisor. Os operadores baseiam-se em leituras feitas nos registradores dispostos em dois paineis. Entre os dados registrados tem-se, o nível do Nitrogênio-16 formado no núcleo do reator na medida em que o Oxigênio das moléculas de água capturam um nêutron, e a medida da temperatura da água em diversos locais, a saber:

a) Entrada e saída do núcleo

b) Entrada e saída do tanque de Decaimento

c) Superfície da piscina

A indicação do posicionamento das barras assim como os registradores, linear e logarítmico, localizam-se na mesa de controle frontal aos operadores, permitindo assim, um controle visual da operação.

A parte mecânica por sua vez, pode ser subdividida em duas : o "Sistema de Circulação e Monitoração de Ar", dentro do prédio do reator, e o "Sistema de Refrigeração". O primeiro é responsável pela renovação do ar no interior do prédio através das trocas com a atmosfera exterior. Estas instações que se destinam a ventilação e condicionamento do ar são em número de duas, uma do tipo convencional e outra de caracter nuclear para o tratamento e exaustão do ar contaminado para fora do prédio. Estas instalações, quando em funcionamento, mantêm uma despressurização no interior do prédio do reator de 15mm CA (coluna de água) para impedir uma fuga de ar descontrolada. Em caso de contaminação, esta despressurização favorece sempre a entrada de ar no prédio através de portas e alçapão de acesso ao sistema de ar condicionado.

Os pontos de tomada de ar são aqueles que maior risco de contaminação apresentam, tais como, o saguão da piscina, saguão de experiências e sala de máquinas. Em caso de acidente envolvendo a contaminação do ar, existe um sistema de exaustão de emergência capaz de manter uma despressurização de -20mmCA no interior do prédio, quando este estiver em condições estanques e ainda liberar com pequena vazão, o ar contaminado após tratá-lo através de filtros especiais de carvão ativado.

O Sistema de Refrigeração é composto pelos circuitos primário e secundário. O primeiro está diretamente ligado à operação, e a água de recirculação apresenta índices de radiação, a saber, que os átomos de Oxigênio existentes nas moléculas de água ao capturarem um nêutron transmutam para Nitrogênio que permanece radioativo por um período de aproximadamente 7 segundos. Este circuito é formado por tubulações que conduzem a água de refrigeração desde a parte inferior do núcleo, através do tanque de decaimento, trocador de calor e por fim de volta à piscina por meio do difusor. O circuito primário é constituído por dois circuitos que podem operar em conjunto (10MW), ou intercaladamente (até 5MW).

Em paralelo com o circuito primário funciona o "Sistema Auxiliar" encarregado do tratamento e retratamento

da água de refrigeração. O tratamento é utilizado para recompor o nível da água da piscina compensando assim as perdas por evaporação e eventuais fugas através de válvulas e do motor-bomba. Esta água provém de sistema de água potável da Cidade de São Paulo e, portanto, necessita de um tratamento adicional antes de entrar na piscina. Primeiramente esta água passa através de um filtro "Cartucho Cono" cuja finalidade é filtrar partículas com diâmetro superior a 50 μ. Depois, é conduzida através de um "amolecedor" onde tem sua dureza diminuída. Em seguida, passa através do filtro de carvão ativado que retém material orgânico e partículas em suspensão. Passa, então, através de resinas desionizantes para finalmente voltar a passar por outro filtro "Cartucho Cuno" e alcançar a piscina.

O retratamento tem por finalidade melhorar as características da água do circuito primário. A água é captada diretamente da piscina segundo uma vazão de aproximadamente 4,54m^3/h. Esta vazão passa através de um filtro "Cartucho Cuno", filtro de carvão ativado, resinas e novamente por um filtro "Cartucho Cuno" antes de retornar à piscina.

O circuito secundário é totalmente independente do circuito primário e a água de recirculação não apresenta índices de radiação, podendo portanto, estar em contato com o meio ambi-

ente. Isto ocorre nas torres de refrigeração, onde o calor absorvido no trocador é dissipado.

Todos os sistemas enviam sinais à sala de controle através de circuitos elétricos. Estes circuitos, compostos por relês, compõem um circuito de segurança ligado diretamente ao "Sistema de "SCRAM" do reator". Na medida em que alguma anormalidade eventualmente ocorre durante o funcionamento do reator, o defeito ou a ocorrência pode ser detectada pelos operadores por meio de alarmes e ou luminosos dispostos na sala de controle ou através da rede de relês que, interrompendo a corrente elétrica, provocam a imediata queda das barras e consequente paralização da operação.

O fornecimento de energia elétrica ocorre através da rede urbana, e uma eventual queda de tensão levaria a paralização da operação. Para evitar isto, existem dois moto-geradores do tipo "no-break" e outros dois que entram em funcionamento após um intervalo de 10 segundos. Todos funcionam com óleo diesel durante uma eventual falta de energia. Os moto-geradores "no-break" diferenciam-se dos outros dois por impedirem a interrupção do fornecimento de energia elétrica, já que entram quase que instantâneamente em operação. Os moto-geradores "no-break" alimentam o motor-bomba do circuito primário e a mesa de controle, enquanto

os outros alimentam, entre outros, o sistema de iluminação do prédio do reator e o circuito secundário.

No próximo capítulo teceremos considerações sobre os acidentes hipotéticos que poderiam ocorrer com o IEA-R1.

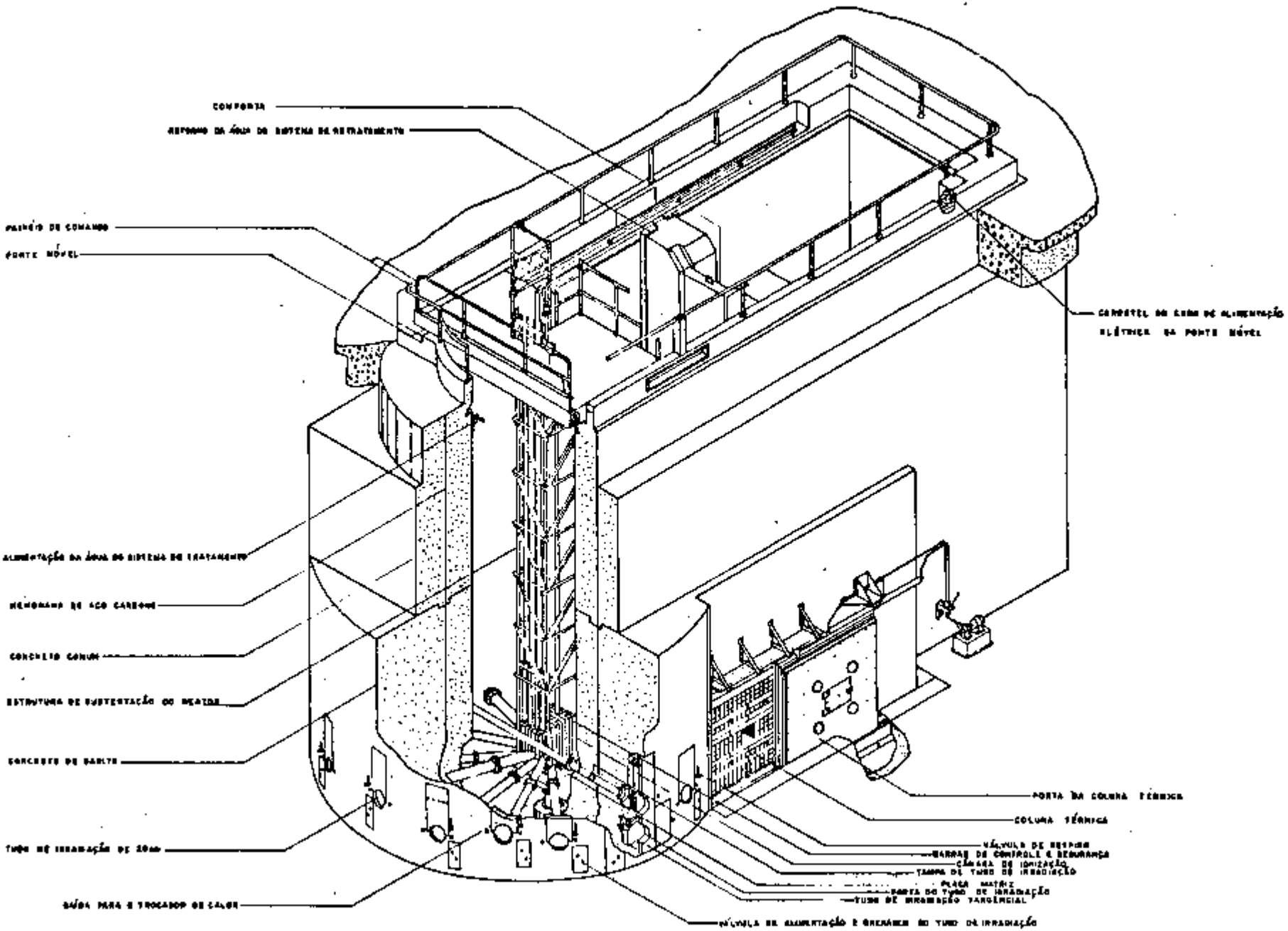


FIGURA 2.1 Vista geral do reator (IEA-R1)

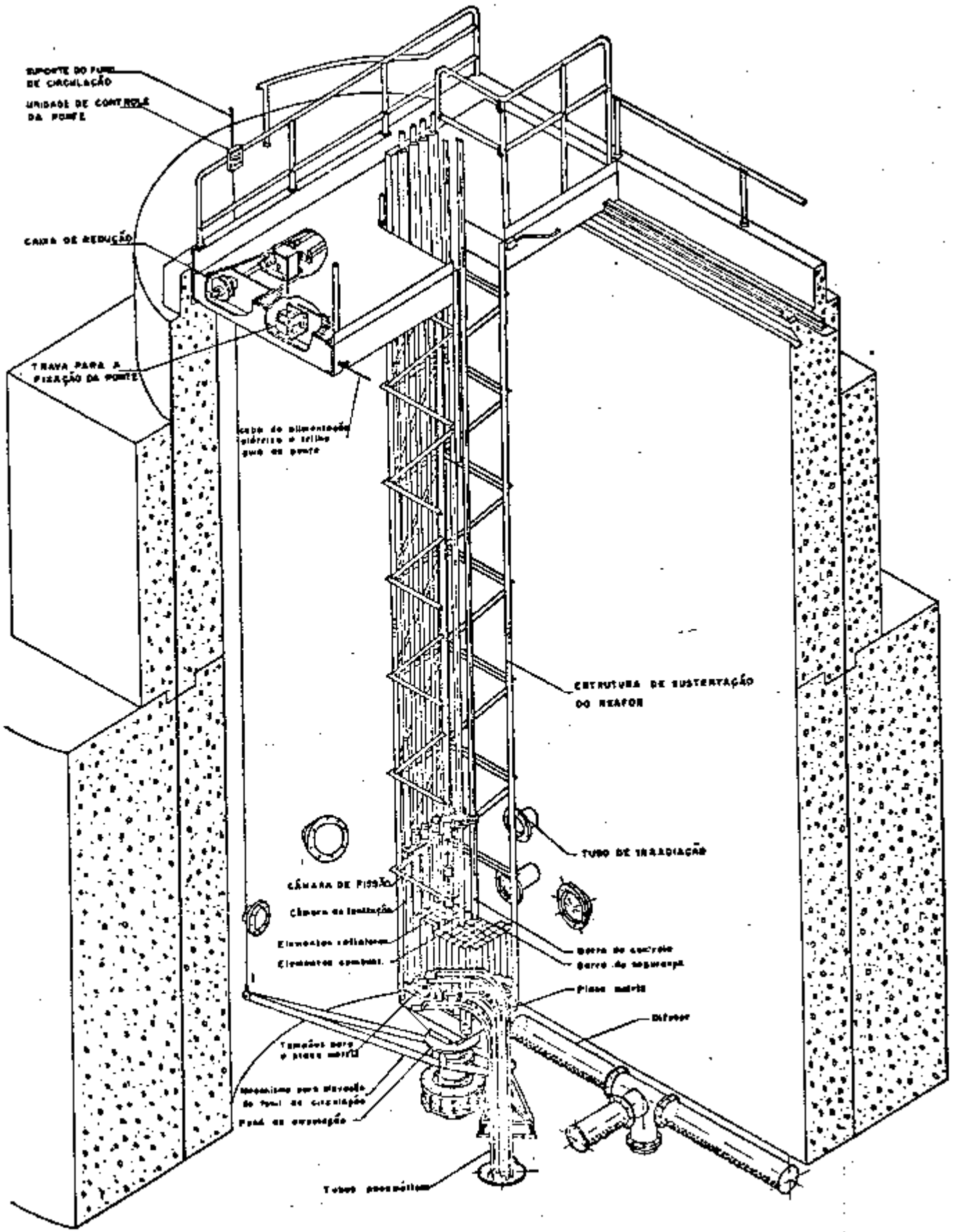


FIGURA 2.2 Vista do núcleo do reator e da treliça de sustentação conectada a ponte rolante

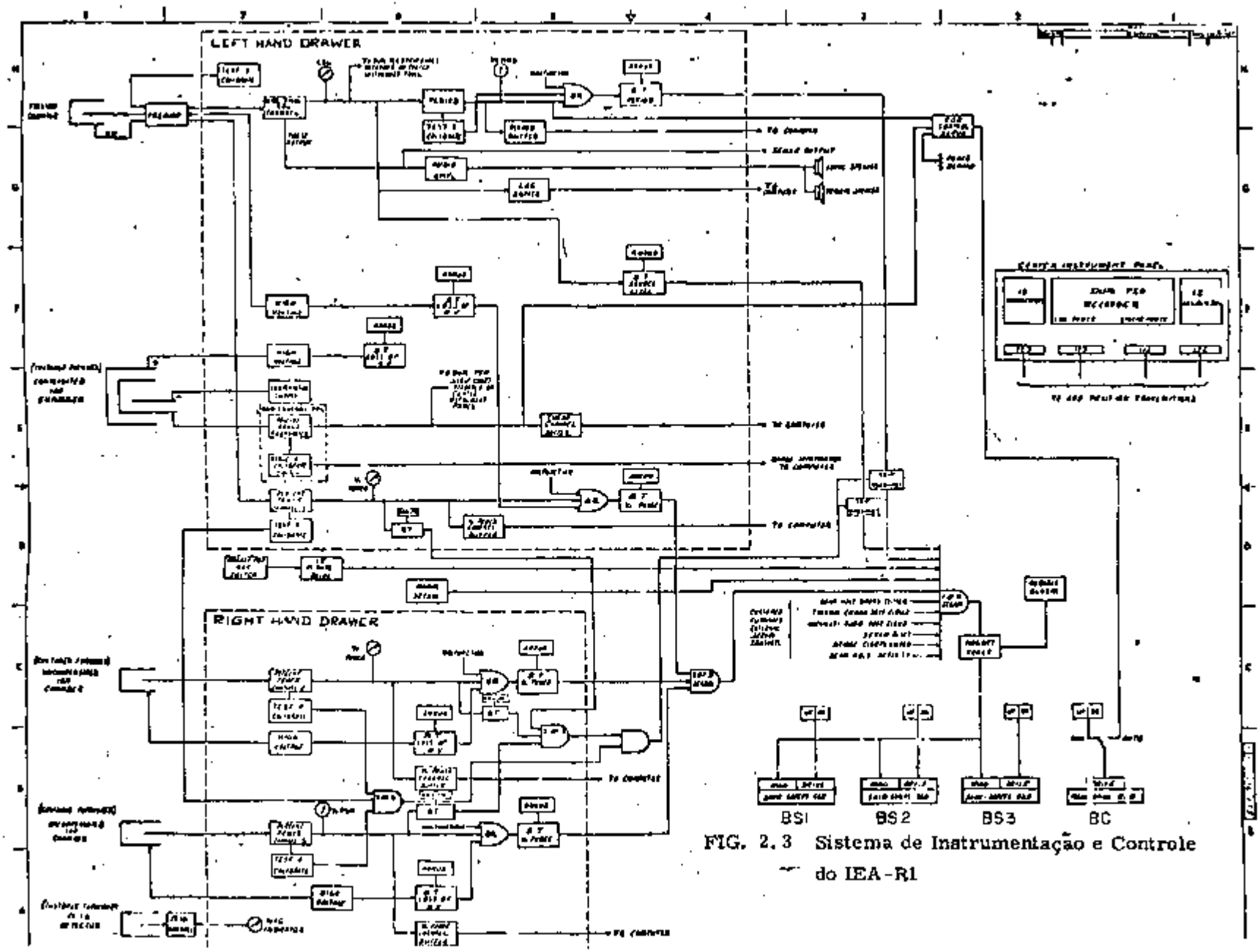


FIG. 2.3 Sistema de Instrumentação e Controle do IEA-R1

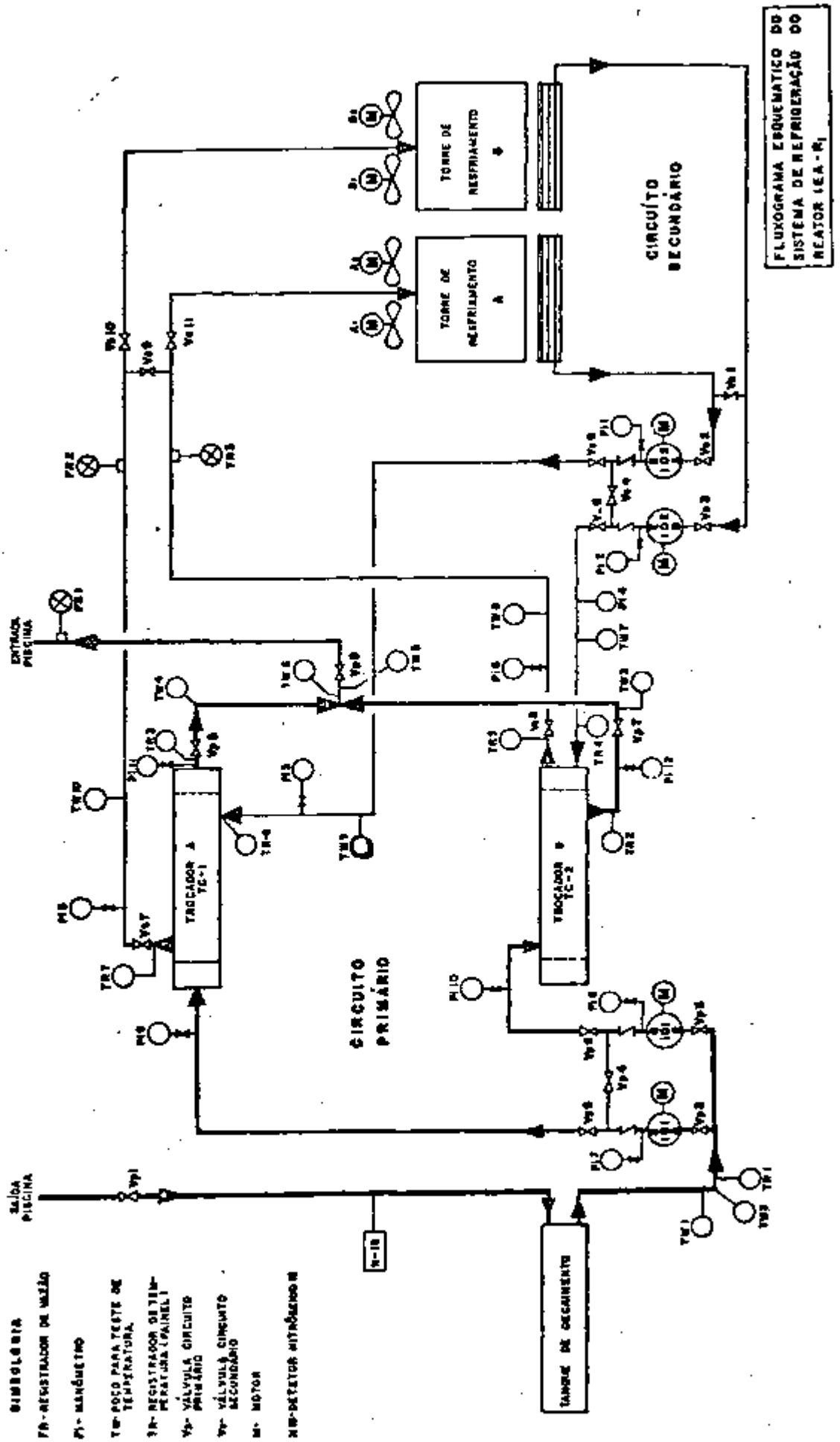
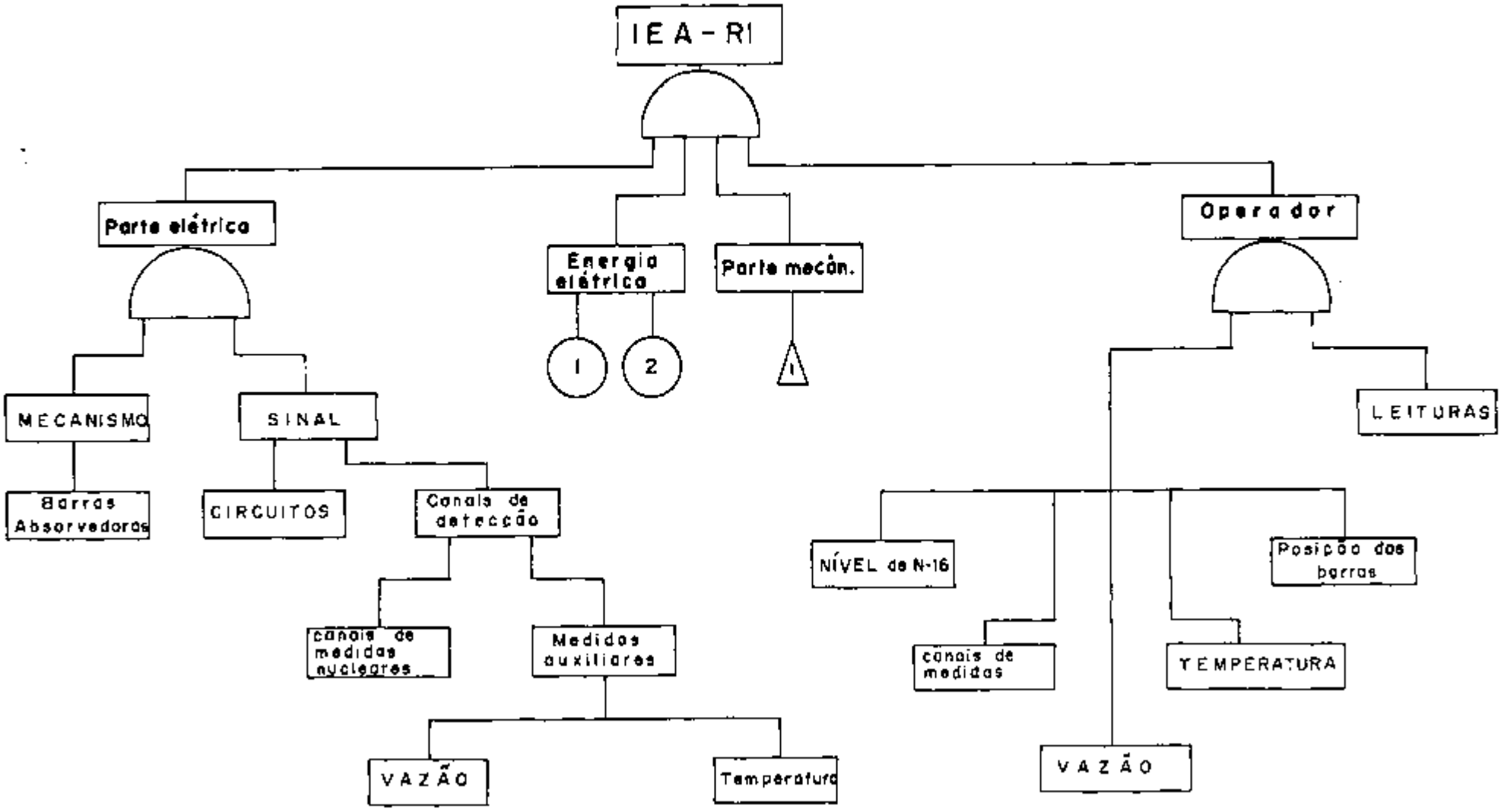
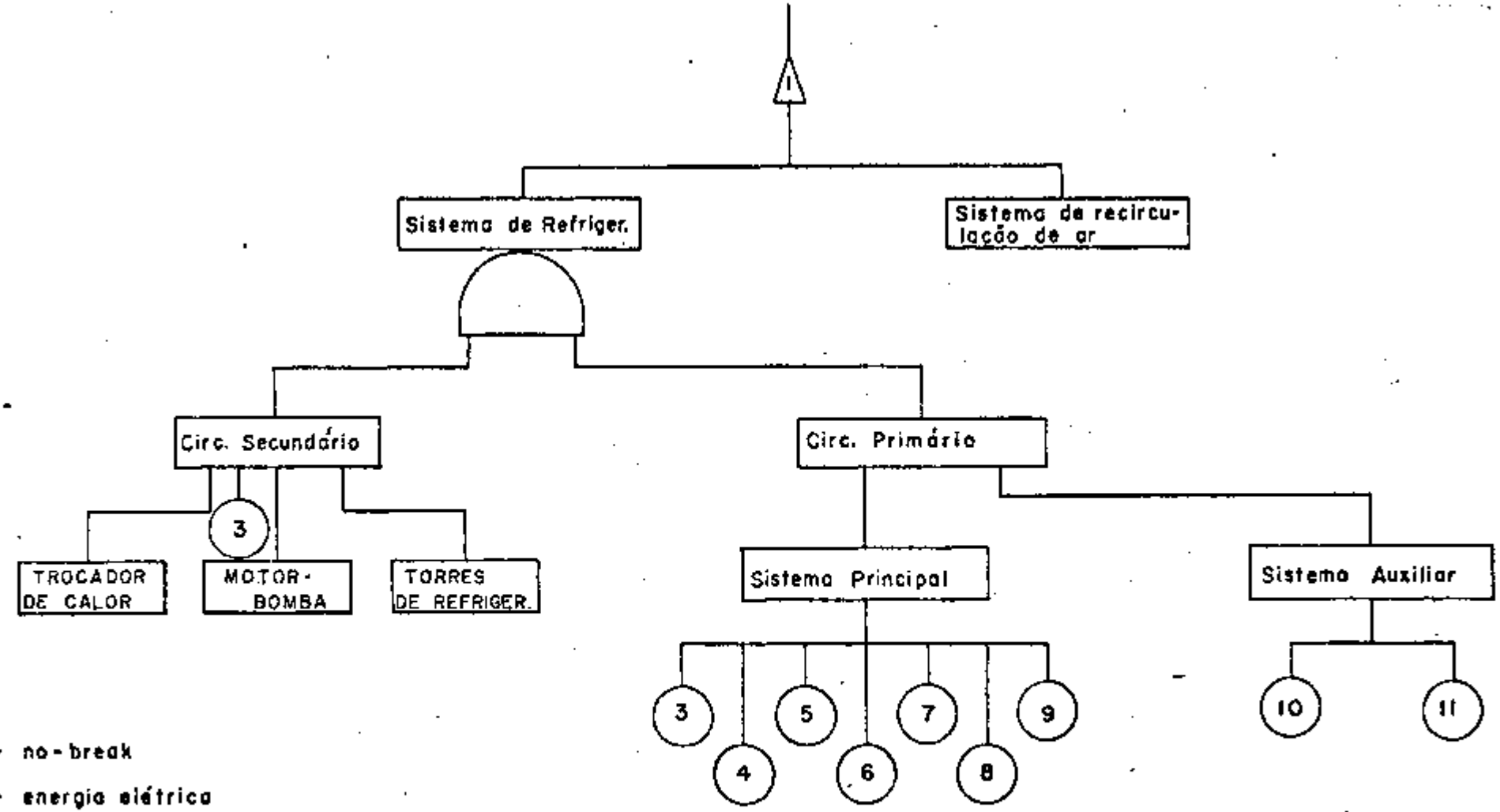

FLUXOGRAMA ESQUEMÁTICO DO SISTEMA DE REFRIGERAÇÃO DO REATOR IEA-R1
TORRE DE RESFRIAMENTO B
TORRE DE RESFRIAMENTO A
CIRCUITO SECUNDÁRIO
CIRCUITO PRIMÁRIO
TROCADOR A TC-1
TROCADOR B TC-2
TANQUE DE DECAIMENTO
ENTRADA PISCINA
SAÍDA PISCINA
SIMBOLOGIA
FR- REGISTRADOR DE VAZÃO
PI- MANÔMETRO
TW- POÇO PARA TESTE DE TEMPERATURA
TR- REGISTRADOR DE TEMPERATURA (PAINEL)
Vp- VÁLVULA CIRCUITO PRIMÁRIO
Vs- VÁLVULA CIRCUITO SECUNDÁRIO
M- MOTOR
NB-DETETOR NITROGÊNIO

FIG. 2.4

FIG. 2.5 - Esquema de funcionamento do Reator IEA-R1



Continuação da FIG. 2.5



1 - no-break

2 - energia elétrica

3 - tubulações e válvula

4 - válvula de convecção

5 - trocador de calor

6 - funil de circulação

7 - difusor

8 - bombas

9 - tanque de decaimento

10 - tratamento da água da piscina

11 - retratamento

3. TIPOS DE ACIDENTES

Basicamente, os acidentes possíveis de ocorrerem com o reator IEA-R1 podem ser classificados em três categorias:

a. Acidentes devido a causas externas;

b. Acidentes que, direta ou indiretamente, envol - vem falhas humanas;

c. Acidentes decorrentes de falhas eletro-mecâni - cas.

3.1 - Acidentes envolvendo causas externas

a. Fenômenos Metereológicos

As fortes chuvas e os ventos com altas velocidades podem ser responsáveis por vários tipos de acidentes. Instalações deste gênero localizadas em regiões com altos índices de precipi - tações pluviométricas precisam estar protegidas contra possíveis inundações e consequente prejuízo na operação normal do reator. Por outro lado, ventos com altas velocidades podem ser responsáveis pe lo lançamento de projéteis contra as paredes do prédio do reator o que, eventualmente, pode ocasionar sua ruptura e consequente libe- ração de gases radioativos no meio ambiente.

O reator IEA-R1 localiza-se em uma região que, segundo dados fornecidos pela Estação Mirante do 7º Distrito Metereológico da Agricultura, sediada no bairro de Santa Efigênia, a direção predominante dos ventos, principalmente nos meses de verão é a Sudeste (SE) em direção aos bairros do Butantã, Jardim Paulista e Ibirapuera; durante o inverno, predomina a direção Nordeste (NE). Durante todo o ano, há sempre ventos soprando uniformemente na direção Este (E). Segundo a mesma fonte, os ventos fortes são raros nesta região. As velocidades máximas são registradas na direção Nordeste (NE) com valores médios mensais que variam entre 3,4 e 5,1 m/s. A maior frequência dos ventos fortes se encontra na direção Sudeste (SE), com velocidades médias registradas num período de 10 anos entre 3,0 e 4,2 m/s /12/.

Como se observa, as velocidades dos ventos estão muito aquém daquelas que poderiam ameaçar a integridade do prédio do reator. Além disto, o edifício principal onde se localiza o reator é totalmente envolto por uma parede de concreto com alta densidade que diminui sensivelmente os riscos à sua integridade no caso em que projéteis sejam lançados pelos ventos em sua direção.

Quanto as precipitações pluviométricas, a média em um período de 10 anos (1961 - 1970) foi de aproximadamente ..... 1352,6 mm / ano. A maior média ocorreu no mês de fevereiro .... (231,4 mm / ano). De outubro a março ocorreram as maiores preci

pitações pluviométricas. A drenagem natural das águas próximas ao reator faz-se em direção ao canal do Rio Pinheiros, eliminando praticamente os riscos de inundações por ocasião das fortes chuvas /12/.

b. Fenômenos Sísmicos

Os sedimentos terciários e quaternários sobre os quais se assenta a Cidade de São Paulo podem sofrer em determinadas épocas, acomodações geológicas causadas por reflexos de movimentos tectônicos que ocorrem na região dos Andes e principalmente onde existam camadas espessas de material argiloso dispostos em planos que são muito escorregadiços. Entretanto, como os sedimentos da cidade encontram-se sobre um escudo cristalino de grande estabilidade, a região está inteiramente livre de abalos sísmicos violentos capazes de ameaçar a estrutura do prédio onde se encontra o reator /12/.

c. Queda de Aeronaves

Outro tipo de acidente envolvendo causas externas, diz respeito ao possível choque de uma aeronave com o prédio onde se localiza o reator. As probabilidades, embora mínimas, existem, pois o Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares é constante -

mente sobrevoado por aeronaves comerciais e helicópteros. A estrutura em si não foi projetada para sustentar este tipo de choque. Pesquisas realizadas pela "AEC Regulatory Staff" (USA) resultaram no cálculo das probabilidades de colisão de uma aeronave com estruturas cobrindo uma área correspondente a uma milha quadrada (2,589 Km^2). Para tanto, foram computados, entre 1964 e 1968, 320 000 000 vôos próximos a aeroportos, sendo que destes, 3 993 envolveram acidentes. Os resultados são mostrados na Tabela 3.1 /19/.

Tabela 3.1 - Probabilidade de queda de avião em função da distância do aeroporto.

Distância do aeroporto (Km)	Probabilidade de colisão por Km^2 - avião
0 - 1,6	$32,0 \times 10^{-8}$
1,6 - 3,2	$5,8 \times 10^{-8}$
3,2 - 4,8	$2,4 \times 10^{-8}$
4,8 - 6,4	$1,5 \times 10^{-8}$
6,4 - 8,0	$0,5 \times 10^{-8}$

O Aeroporto de Congonhas, atualmente é o mais próximo do Instituto de Pesqisas Energéticas e Nucleares e localiza-se a uma distância superior a 8,0 Km. Portanto, a probabilida-

de de uma colisão é menor que $0,5 \times 10^{-8}$ por Km^2 - avião. Supondo uma área crítica de 1 000 m^2 englobando o prédio do reator e tendo-se em conta uma média de 142 000 aviões que decolam e aterrissam no Aeroporto de Congonhas (dado fornecido pelo Ministério da Aeronautica), a probabilidade de choque com o prédio do reator é de cerca de $6,4 \times 10^{-7}$ por ano. Assim sendo, caso o tráfego aéreo atual se mantenha no tempo, um choque deste tipo poderá ocorrer em um intervalo de 1,6 milhões de ano, tornando-se desprezível considerar este tipo de acidente.

3.2 - Acidente envolvendo a responsábilidade do operador

Em um reator de pesquisa como o IEA-R1, grande parcela da segurança está sob a responsabilidade dos operadores (licenciados segundo a Norma Experimental CNEN-NE-1.01 editada em setembro de 1979). É fundamental que se defina os tipos de falhas possíveis de ocorrerem e valores numéricos que permitam quantifica-las. O Relatório "HTGR Accident Initiation and Progression Analysis Status Report" /18/, coloca as seguintes hipóteses básicas para o cálculo das taxas de erro por operador - ano:

a. O operador tem probabilidade zero de dar uma

resposta instantânea;

b. Passado um certo tempo, a ação do operador não mais afetará as consequências do evento;

c. Se o operador concluir que a primeira ação foi insuficiente, poderá tomar uma atitude no sentido de suavizar o evento;

A partir destas hipóteses, pode-se determinar as probabilidades de sucesso do operador através da equação 3.1 e da Figura 3.1.

$$P_{os}(t) = 1 - e^{-(t/MTOR)} \qquad (Eq.\ 3.1)$$

onde:

t = tempo permitido para ação do operador ou o intervalo de tempo em que sua ação é decisiva em dado evento;

MTCR = a média de tempo que o operador leva para ter uma resposta correta e pode ser descrito como o tempo dentro do qual 63% dos operadores treinados terão sucesso na ação. Devido às incertezas destes resultados, o valor de $P_{os}(t)$ jamais excederá o valor limite designado por P_s.

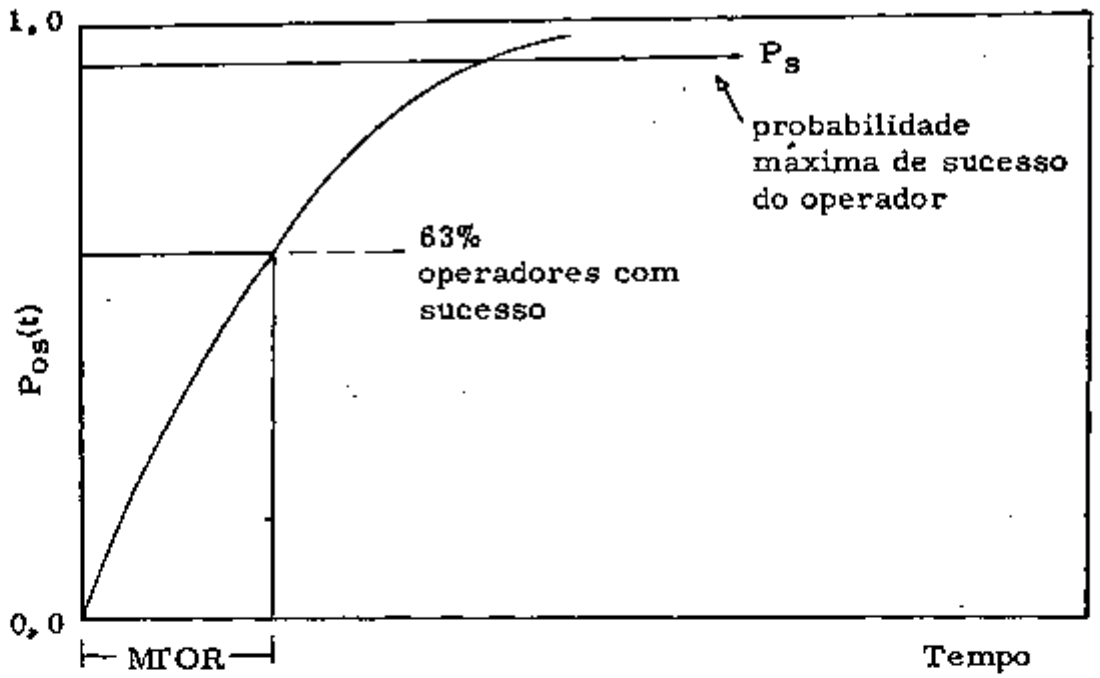


FIG. 3.1 - Probabilidade de Sucesso do Operador em Função do Tempo

Na busca de valores numéricos que traduzam a probabilidade de falha dos operadores, várias fontes bibliográficas foram consultadas. Estes dados foram coletados através de experiências realizadas em instalações nucleares e são função da percepção, fatores emocionais, parte conceitual e comportamento motor dos operadores. Segundo a Referência /24/, as taxas de erro são as seguintes:

Tabela 3.2 - Taxa de erro homem-ano em função da atividade

Atividade	Taxa de erro homem-ano
1. Erro de omissão do operador quan	

Tabela 3.2 - continuação

Atividade	Taxa de erro homem-ano
do não existe nenhum anúncio no painel de controle indicando o estado do item omitido, por exemplo, quando houver falha no processo de retornar fielmente à condição anterior da válvula de teste operada manualmente;	10^{-2}
2. Erro de omissão, onde os itens omitidos se referem intrinsecamente aos processos envolvidos do que aos resultados finais;	3×10^{-3}
3. Monitor ou inspetor não reconhece um erro inicial cometido pelo operador;	10^{-1}
4. Supervisor não detectou uma indesejável posição da válvula mecânica durante a inspeção, assumindo-se a não existência de lista para confirmação;	5×10^{-1}

Tabela 3.2 - continuação

Atividade	Taxa de erro homem-ano
5. Demasiada ênfase à erros em geral quando atividades perigosas estão ocorrendo rapidamente;	0,2 - 0,3
6. Operador falha em agir corretamente nos primeiros 60 segundos sob condições de ocorrência de um grave acidente (ex. LOCA)	- 1,0
- após 5 minutos	$9,0 \times 10^{-1}$
- nos primeiros 30 minutos	10^{-1}
- após algumas horas	10^{-1}

Segundo a referência /17/, as taxas de erro são as seguintes:

Tabela 3.3 - Taxa de erro homem-ano em função do evento

Evento	Nº do Evento	pessoa-reator ano	Taxa de erro homem-ano
Julgamento	47	6156	$7,6 \times 10^{-3}$
Sequência Incorreta	40	6156	$6,5 \times 10^{-3}$

Tabela 3.3 - continuação

Evento	Nº do Evento	pessoa-reator ano	Taxas de erro homem-ano
Erro Instrumental	30	1368	$2,2 \times 10^{-3}$
Falha para responder	30	6156	$4,9 \times 10^{-3}$

3.2.1 - Acidentes devido a possíveis quedas de objetos sobre o núcleo do reator

Um outro tipo de acidente possível de ocorrer está relacionado com o manuseio de material no sagão da piscina que poderia resultar na sua queda sobre o núcleo. Este material pode ser classificado em dois grupos:

a. Fontes radioativas ou não, antes ou depois de serem irradiadas e dispositivos que diariamente são retirados e recolocados nas proximidades, ou mesmo no interior do núcleo para serem irradiadas. Este tipo de material é manuseado exclusivamente pela equipe de irradiação do reator;

b. Dispositivos utilizados para fins de pesquisa;

A queda de um objeto sobre um dos tubos de irradiação horizontal pode provocar sua ruptura e consequente vazão da água da piscina. Este, poderia resultar em um dos acidentes de maior gravidade, pois provocaria, eventualmente, a exposição dos ele

mentos combustíveis, contaminando e provocando a interdição do prédio do reator. Outra consequência de uma queda inesperada de um objeto sobre o núcleo, é quanto a alteração dos elementos na placa matriz com o consequente deslocamento das camaras de detecção localizadas no núcleo que poderiam fornecer leituras incorretas.

3.3 - Acidentes causados por falhas eletro-mecânicas

Este tipo de acidente pode ter como causas:

a. Queda de vazão do circuito primário;

Esta, por sua vez, pode ter como origem uma das falhas abaixo relacionadas:

a.1 - Falha da bomba de circulação de água do circuito primário (1 circuito funcionando);

a.2 - Falha simultânea das duas bombas de circulação de água do circuito primário (2 circuitos funcionando);

a.3 - Fechamento inadvertido da válvula de isolamento VP-1 (ver Figura 2.4) do circuito primário de refrigeração, localizada entre a piscina e o tanque de decaímento;

a.4 - Fechamento inadvertido da válvula VP-9 (Figura 2.4) do circuito primário localizada na linha de retorno da água para a piscina;

a.5 - Falha do suprimento de energia elétrica para as bombas de circulação primária;

A queda de vazão do circuito primário durante a operação do reator, pode eventualmente levar a fusão dos elementos combustíveis devido a falta de refrigeração e consequente contaminação do refrigerante e do prédio do reator. No caso em que o sistema de " SCRAM" venha a ser acionado com sucesso por ocasião deste tipo de evento, há ainda o problema relacionado com o calor residual remanescente. Entende-se por calor residual, aquele que permanece no núcleo por ocasião do seu desligamento. Quando a operação é realizada com potências inferiores a 200 KW, o sistema de refrigeração é dispensável, pois a transferência do calor é feita através da convecção natural da água na própria piscina. Para potências superiores a 200 KW, a refrigeração é feita através do sistema de refrigeração. Cada um dos dois circuitos possui uma bomba acoplada a um motor para fazer circular a água pelo sistema. Estas bombas são munidas de volante de inércia responsável pela continuidade da refrigeração mesmo que, por alguma razão, as bombas sejam desligadas. O tempo de ação destes volantes é de 80 segundos e este tempo é suficiente para que a potência pós-desligamento passe de seu valor máximo para um nível inferior a 200 KW. A partir de então o resfriamento é feito por convecção natural.

b. Vazamento na piscina do reator

A piscina apresenta uma série de dispositivos indispensáveis à sua drenagem, pesquisas e irradiação de materiais. Estes dispositivos aumentam a sua vulnerabilidade no que diz respeito a possíveis vazamentos que em casos extremos, podem provocar a exposição do núcleo do reator. As possíveis causas de vazamentos são:

b.1 - Ruptura na placa de cobertura da coluna térmica e infiltrações através das paredes da piscina;

Trata-se de uma placa com aproximadamente 0,46 m^2 de área, 2,54 cm de espessura, construída em aço carbono. Devido aos cuidados tomados na sua colocação, é improvável que haja vazamentos significativos. Por sua vez, as paredes da piscina são todas de concreto com barita que lhes conferem alta densidade e estão revestidas com placas de aço inoxidável que eliminam praticamente todas as perdas por infiltração.

b.2 - Ruptura em um dos tubos de irradiação horizontais;

Nestes casos, o maior diâmetro de vazamento concebível é de 5,08 cm. Os tubos de irradiação utilizados, conduzem os nêutrons desde o núcleo do reator até os experimentos localizados no primeiro andar do prédio do reator. Estes tubos são considerados os pontos de maior vulnerabilidade neste tipo de reator. Estão

localizados em posições que distam de pelo menos 20cm acima da cota inferior dos elementos combustíveis que, deste modo, permaneceriam imersos na eventualidade de um vazamento por um destes tubos. Cada tubo possui um outro, coaxial e interno que lhe confere maior segurança contra vazamentos.

b.3 - Ruptura em um dos tubos pneumáticos para irradiação;

Os tubos estão dispostos em número de oito nas proximidades do núcleo do reator. Amostras colocadas em cápsulas de alumínio (coelhos), são conduzidas por pressão até o ponto de irradiação e retiradas após o tempo programado pelo mesmo processo, sem que seja necessária a direta intervenção de um técnico nas imediações do núcleo. O rompimento de um destes tubos (ϕ = 3,8 cm) é altamente improvável, devido a resistência do material de que são constituídos (aço inoxidável). Possíveis vazamentos porém, podem ser verificados através de uma camara coletora de água colocada junto à flange de conexão destes tubos com o vaso da piscina.

b.4 - Drenagem inadvertida do tanque de decaimento;

O tubo de drenagem tem um diâmetro igual a 10 cm e uma abertura não programada da válvula de fechamento desta tubulação pode provocar uma drenagem para o tanque de retenção com capacidade para 280 m^3, provocando o esvaziamento da piscina. A

abertura desta válvula é indicada através de um sinal luminoso situado no painel de controle fiscalizado pelos operadores durante a operação. Desta forma, a irregularidade pode ser constatada rapidamente e prontamente corrigida. Esta válvula encontra-se em local permanentemente fechado e o seu manuseio é de controle restrito.

b.5 - Ruptura de uma das tubulações do circuito primário;

A ruptura nesta tubulação pode provocar a queda de vazão e consequente falha de refrigeração do núcleo. Este, constitui-se no acidente teoricamente mais danoso, pois pode levar a fusão dos elementos combustíveis. Para se ter uma idéia sobre o tempo de esvaziamento da piscina, foi realizado em 1978, por ocasião da reforma da piscina (troca de revestimento), uma experiência na qual se acoplou à uma das válvulas do circuito primário duas tubulações, uma com diâmetro de 5,08 cm e posteriormente uma segunda com 20,32 cm. Foram marcadas a partir do nível da água várias alturas na parede da piscina (de 50 em 50cm até uma profundidade de 2,50 m) e através de um cronômetro observou-se o tempo de esvaziamento quando a válvula era aberta. Os resultados desta experiência podem ser observados na Tabela 3.1.

Considerando-se uma altura de 7 m de água, o tempo médio de esvaziamento da piscina é de 3horas e 30 minu -

tos para um orifício de 5,08cm e de apenas 6 minutos para um orifício de 20, 34 cm.

Tabela 3.1 - Tempo de esvaziamento da piscina em função do tempo

Nível da água da piscina (metros)	Tempo de esvaziamento	
	ϕ = 5, 08 cm	ϕ = 20, 32 cm
0 - 0, 50	10'00''	0'15''
0, 50 - 1, 00	14'36''	1'09''
1, 00 - 1, 50	15'32''	1'15''
1, 50 - 2, 00	15'10''	1'19''
2, 00 - 2, 50	16'09''	1'18''
Total: 2, 50	1h11'02''	5'16''

Como se pode observar, o tempo de esvaziamento da piscina é bastante reduzido para determinados orifícios e um eventual acidente envolvendo o vazamento da água, pode ter consequências graves mesmo após o desligamento do reator devido a presença do calor residual. Com a finalidade de se evitar a exposição do núcleo do reator, existe um tanque de reserva com capacidade para 600 m^3 de água que através de uma tubulação é ligado à parte superior da piscina. A partir do momento em que dois medidores de nível da água da piscina acusarem simultâneamente um

abaixamento superior a 1,2 m, o dispositivo de segurança é acionado e a água é lançada na piscina com uma vazão de 125 m^3/h.

O tempo mínimo necessário para que o núcleo do reator permaneça coberto de água após o desligamento do mesmo depende do tempo e potência em que esteve operando. Estudos a respeito deste assunto esta sendo desenvolvido atualmente através da dissertação de mestrado intitulada " Integridade do núcleo do reator IEA-R1 na ocorrência de vazamento de água de sua piscina" /7/.

4. CÁLCULO DA CONFIABILIDADE DOS SISTEMAS

4.1 - Considerações Gerais

O cálculo da confiabilidade tem sido muito utilizado na indústria desde o início do século e, atualmente, uma grande ênfase tem sido dada à este tipo de cálculo devido a sua utilidade na prevenção de acidentes e aperfeiçoamento dos equipamentos e sistemas.

A primeira etapa no estudo da confiabilidade de um sistema prevê a definição do evento a ser analisado. A partir deste evento (por exemplo, a queda de energia elétrica ou a perda do fluido refrigerante no circuito de refrigeração do núcleo do reator), uma árvore de eventos é construída para análise sequencial de acidentes. Esta seqüência é definida entre outros, a partir do projeto da instalação e processos operacionais. O passo seguinte, consiste em identificar qualquer possibilidade de variação da seqüência estabelecida evitando-se com isto, resultados inesperados.

A quantificação de uma árvore de eventos pode ser feita através de várias técnicas como diagramas, árvores de

falhas ou métodos físicos de lógica. A técnica mais comumente utilizada é a da árvore de falhas que originalmente foi desenvolvida pela "Bell Telephone Laboratories" em 1951, e mais tarde aperfeiçoada pela "Boing Company", em 1960. A partir de então, esta técnica tem sido empregada sempre com novos melhoramentos e aceita nos mais variados campos, entre eles o da indústria nuclear.

O cálculo da confiabilidade para um pequeno número de componentes de um sistema pode ser feito manualmente por processos analíticos simples /3/. Quando porém, o número de componentes é grande, estes processos tornam-se complexos e imprecisos. Neste caso, devemos utilizar os programas de computação. Atualmente existem quatro tipos principais de programas. O primeiro tem por objetivo a construção de diagramas lógicos e podem ser citados como exemplos os códigos DRAFT/5/, POWERS, TOMPKINS /17/ e CAT/3/. O segundo tipo, calcula o número de possibilidades de se chegar ao topo da árvore de falha, ou seja, de quantas maneiras a falha de cada um dos componentes atinge todo o sistema. Como exemplo tem-se os códigos PRER/26/, ELRAFT /21/ e ALLCUTS /25/. O terceiro tipo de programa serve para executar os cálculos numéricos das árvores de falhas a partir dos dados fornecidos por um dos programas anteriores. Exemplos deste

tipo de programas são : KITT 1 e KITT 2 /26/. Por fim, existe um quarto tipo que realiza os cálculos de falhas por um processo direto, por exemplo, os programas ARMN /14/, SAFTE /8/, GO /9/, NOTED /28/ , SAMPLE /24/ utilizado neste trabalho, REDIS /13/.

As etapas de cálculo são mostradas no esquema da Figura 4.1.

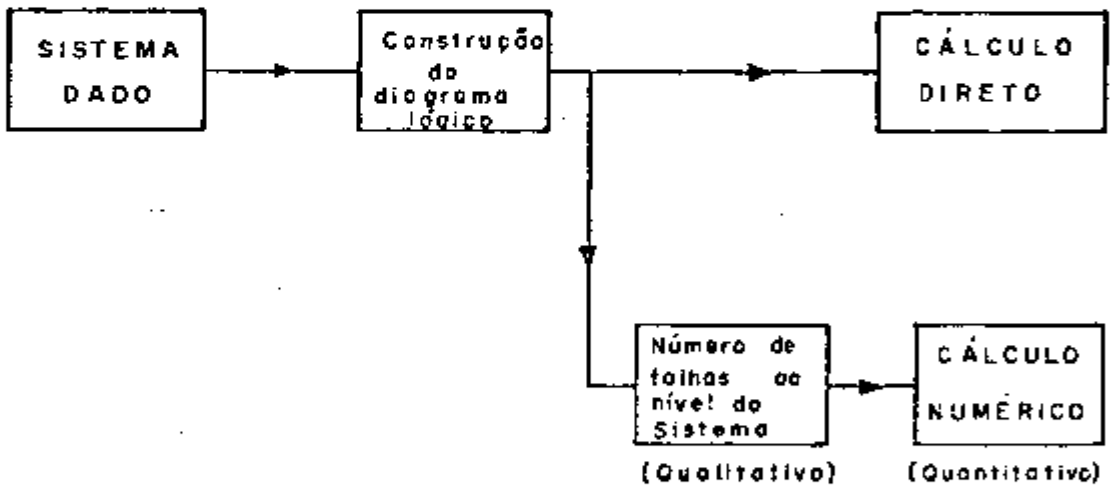


FIG. 4.1 Etapas de cálculo de uma árvore de falhas

4.2 - Construção das Árvores de Falhas

A partir do momento em que o evento é selecionado para ser analisado, ele encabeçará o topo da árvore de falhas originando ramificações que irão compor o sistema a ser quantificado e estudado. O exemplo, a seguir, ilustra como se constroi uma árvore de falhas. Trata-se da análise de falha do sistema de injeção de água no interior do prédio de contenção de um reator tipo PWR. O esquema ilustrativo pode ser visto na Figura 4.2.

No topo da árvore encontramos o evento a ser estudado: Insuficiência de água através do sistema de injeção. Este sistema é formado por dois subsistemas redundantes, A e B, o que significa dizer que, cada um deles é capaz de injetar suficiente quantidade de água no interior da contenção com a finalidade de retirar o calor dos gases oriundos do interior dos elementos combustíveis (eventualmente liberados por ocasião de um acidente) e, consequentemente baixar a pressão no interior do prédio onde se localiza o reator. Portanto, é necessário que os dois subsistemas falhem para que o sistema fique comprometido. Desta forma, o segundo nível de eventos, Insuficiência de fluxo de água através do subsistema A e Insufi-

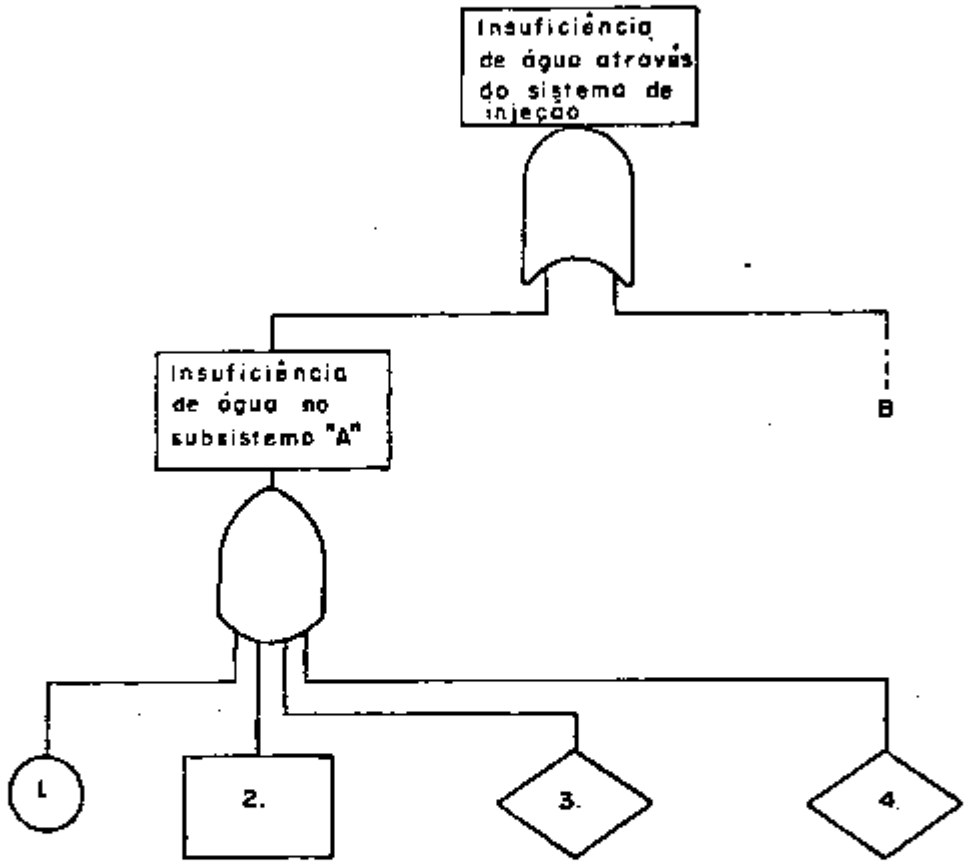
ciência de fluxo de água através do subsistema B estão ligados ao topo por uma chave tipo "e". No caso em que os dois subsistemas fossem necessários por ocasião de um acidente, o segundo nível de eventos estaria ligado ao topo por uma chave tipo "ou". Isto significa dizer que a falha de um dos subsistemas acarretaria na falha do próprio sistema.

A árvore de falhas, em sentido descendente, identifica novas ramificações cuja finalidade é o de alcançar as causas de falhas dos subsistemas em sua forma mais simples. A insuficiência de água através do subsistema "A" pode ter como causa a insuficiência de água ou ruptura do dispositivo de aspersão, o entupimento dos orifícios que injetam a água na contenção ou a falha deste subsistema devido a elevação demasiada da pressão no interior do prédio.

Os eventos representados por um círculo e por um losângulo são ditos "básicos" e portanto, não ocorrem por determinação de outros eventos. O círculo representa a taxa de falha de um componente na sua forma simples, enquanto o losângulo representa um evento que por insuficiência de informações adicionadas ou pela existência de novos níveis sem relevância à análise, são excluídos do estudo em questão. O retângulo identi

fica na árvore um evento mais genérico e que deverá ser desdobrado em novos níveis na busca de causas mais específicas.

FIG. 4.2 Exemplo de construção de uma árvore de falhas



1. Ruptura do dispositivo de aspersão
2. Insuficiência de água para o dispositivo de aspersão
3. Entupimento dos orifícios de injeção
4. Pressão do contenção suficientemente elevada para reduzir a eficiência da aspersão

4.3 - Estudo sobre o tipo de falhas em componentes básicos

As falhas nos componentes básicos de uma árvore

podem ser classificadas em 3 diferentes categorias:

a) Falha primária;

b) Falha secundária;

c) Falha de comando.

A falha primária em um componente é a que ocorre quando o componente está operando dentro de suas funções e limites de projeto. É a chamada falha aleatória. A falha secundária ocorre quando um componente falha devido a causas que excedem a sua tolerância de projeto. Por exemplo, um componente pode romper-se devido a uma pressão excessiva no seu interior oriunda de um problema no sistema. A terceira categoria não envolve diretamente a falha de um componente em particular, mas sim, o fato que este componente não cumpre as suas funções corretamente por falta de condições. Por exemplo, a falha de um componente em injetar água para dentro do prédio de contenção se, no momento em que foi solicitado, houver insuficiência deste líquido devido a ruptura de uma válvula e a consequente falta de água no tanque que o precede. Portanto, não houve uma falha direta do componente em si, e sim falta de condições de atuar no momento exigido devido a uma falha anterior.

As duas primeiras categorias são tratadas em geral da mesma forma, pois em ambos os casos haverá a falha do

componente e a contribuição para a probabilidade de falha total do sistema será igual.

4.4 - Condições de Operação

Na construção de uma árvore de falhas, não basta a colocação apenas dos dispositivos atuantes normalmente na operação dos sistemas que resultam na operação de uma instalação. É preciso que se conheça as condições de operação no seu sentido mais amplo para que todas as possibilidades de funcionamento do sistema sejam analisadas e englobadas à árvore de falhas. Como exemplos podem ser citados: a necessidade de um circuito de refrigeração redundante "B" ser colocado em operação em caso de uma falha no circuito "A" ou a necessidade do motor diesel ser acionado quando houver um corte de energia não programado.

Portanto, os sistemas, subsistemas e componentes podem assumir várias condições de operação conforme exigirem as situações, sendo que, cada uma delas vai depender do procedimento da operação, dos processos físicos, tempo ou condições de falhas.

4.5 - Subárvores

Muitas vezes é impossível mostrar-se uma árvore de falhas completa em apenas uma folha de papel e por esta razão ela pode ser subdividida em subárvores. O símbolo do círculo no interior de um losângulo em algumas árvores indica que uma subárvore foi desenvolvida para aquele evento e analisada separadamente, ou seja, a subárvore foi considerada independentemente e pode, portanto, ser tratada separadamente das outras partes, como uma espécie de componente, sendo que o resultado desta subárvore pode ser considerado como um dado de entrada para a árvore que o precede.

4.6 - Limites Analíticos e Sintetização de uma Árvores de Falhas

Com o fim de se analisar um evento qualquer, uma árvore de falhas pode ser estendida à quase todos os níveis de detalhamento desejados. Via de regra, qualquer evento, direto ou indiretamente relacionado a um sistema de falhas, pode ser mostrado em uma árvore de falhas. Para que isto ocorra, muitas vezes, a melhor maneira é através da subdivisão do sistema em vários subsistemas para possibilitar um melhor exame dos eventos.

Com o objetivo de se sintetizar ao máximo possí

vel uma árvore de falhas, visando um estudo mais simples e objetivo, é necessário que se obedeçam certas regras. Estas regras variam conforme o objetivo dos estudos e do grau de complexidade dos sistemas. Em determinados casos, pode-se desprezar as causas secundárias que dão origem as falhas, analisar certos subsistemas como componentes de outros subsistemas independente do projeto que os define, desprezar-se elementos cuja contribuição no resultado final da análise seriam insignificantes aos resultados e por fim, levantar-se hipóteses que sintetizem o estudo sem causar mudanças significativas nos resultados da análise.

4.7 - Modo de falha comum (Common mode failure)

É um mecanismo pelo qual um único evento básico pode resultar na inoperância de equipamentos redundantes. Este evento básico pode ter origem externa ou interna ao sistema de proteção da central. Além das falhas próprias dos componentes, erro humano, testes e manutenções, há uma série de fatores comuns como ambiente, projeto, processo de manufaturação e intervenção humana. A identificação de falhas deste tipo é mais difícil do que as falhas aleatórias e desta forma é aconselhável o uso de outros métodos como o de canais de proteção alternativos que apresentem variáveis diferentes dos canais primários, ou o uso de equipamentos diferentes destes, ou, ainda, a combinação destes métodos /18/ /19/.

5. QUANTIFICAÇÃO DAS ÁRVORES DE FALHAS

5.1 - Definições Básicas

Os parâmetros abaixo relacionados são utilizados no cálculo de confiabilidade dos sistemas :

- a. Confiabilidade - é a probabilidade de que um sistema executará suas funções normalmente, sob condições específicas, por um período de tempo pré-determinado.
- b. Disponibilidade - é a probabilidade de que um componente ou sistema estará operando durante um certo tempo quando for solicitado.
- c. Taxa de falhas(λ) - é o número esperado de falhas de um componente ou sistema em um intervalo de tempo.
- d. Tempo médio para reparo(TMPR) - é a média aritmética dos tempos requeridos para completar uma atividade de reparo.
- e. Tempo médio entre falhas(TMEF) - é a média aritmética dos períodos entre duas falhas consecutivas.

5.2 - Considerações Gerais

As árvores de falhas são construídas para servirem de base na quantificação da evolução das seqüências de falhas dos eventos dos sistemas de segurança a serem estudados. A análise quantitativa de uma árvore de falhas tem dois objetivos principais : o primeiro, é o de se obter uma estimativa da magnitude ou da ordem de grandeza da probabilidade de falha de um determinado sistema; o segundo objetivo, é o de fornecer uma estimativa dos erros e seus intervalos de variação associado aos cálculos probabilísticos. A necessidade do conhecimento da estimativa dos erros advém da incerteza sobre os dados de entrada e aplicação para uma determinada instalação.

Na quantificação das árvores de falhas, o valor da confiabilidade e da disponibilidade dos sistemas podem ser obtidos a partir de equações de confiabilidade padronizadas. A cada componente básico, ou primário, é atribuído um determinado parâmetro, como por exemplo a sua taxa de falha. A este parâmetro é associado um fator de erro que permite tratar o valor da taxa de falha não como um número fixo e sim como uma váriavel aleatória. Com isto, o resultado de uma análise de riscos é gerada na forma de uma distribuição de probabilidades.

A distribuição probabilística "Log-normal" é, em geral, a mais utilizada neste tipo de cálculo e suas vantagens são apontadas no item 5.8.

Quanto a quantificação dos sistemas e seus resultados pode-se dizer que estão baseados fundamentalmente em cinco itens:

a. As análises são supostas normais e seguras antes do início do evento a ser estudado;
b. A ordem de distribuição dos resultados deve incluir as incertezas dos dados de entrada devido a variação dos mesmos, de componente para componente nas instalações, e devido as condições ambientais pós-acidente;
c. A quantificação dos sistemas deve basear-se na forma pela qual a instalação é operada. Estes dados são encontrados no Relatório Final de Análise de Segurança, especificações técnicas e manuais de procedimentos da instalação;
d. A contribuição dada pelos testes, manutenção e falhas humanas devem ser consideradas em adição aos dados inerentes aos componentes;
e. Para certos valores, a distribuição exponencial deve ser usada para o tempo de falha. O uso

desta distribuição, como se vê mais adiante, conduz a resultados mais precisos dos cálculos das probabilidades.

5.3 - Cálculo aproximado das árvores de falhas

As árvores de falhas, além de representar as diversas maneiras pelos quais um sistema pode falhar, proporcionam uma base para um estudo quantitativo através de uma função que deve se aproximar o máximo possível da realidade.

Basicamente, a análise quantitativa consiste na determinação das probabilidades de falhas de cada um dos componentes primários e, a partir de então, uma combinação das mesmas, até obter-se a probabilidade do evento situado no topo da árvore de falhas. A aproximação feita através do uso de uma função, apresenta certas limitações na execução da análise e na interpretação dos resultados. Estas limitações estão diretamente ligadas a maneira pela qual as árvores são construídas, na adequação dos dados e na natureza binária do modelo de falhas.

Sob o ponto de vista construtivo das árvores, pode haver omissão de modos de falhas que, individualmente ou em conjunto, trariam uma contribuição significativa aos resultadps. Isto ocorre, em geral, em sistemas complexos onde o número de possibilidades é grande. Os resultados, por sua vez, não se limi

tam a um único valor, e sim, a uma distribuição de probabilidades. Se por um lado a finalização do problema não é totalmente definida, por outro permite uma flexibilidade maior na análise dos resultados dependendo do grau de confiabilidade nos dados de entrada e no modo pelo qual o sistema está operando.

Com relação aos dados básicos, a quantificação aproximada obedece dois aspectos principais : o primeiro, no que se refere a deficiência de dados, limitando assim a precisão dos parâmetros utilizados na análise. Isto significa dizer que, sendo o número de dados insuficientes, maior será a incerteza sobre os resultados apresentados pela análise. O segundo aspecto envolve os níveis de falhas para o qual os dados se destinam. Uma árvore precisa ser construída de tal forma que os detalhes apresentados não sejam maiores do que os dados disponíveis. É preciso, pois, que haja um compromisso na construção das árvores entre os dados básicos e os níveis de falha visando uma maior adequação dos resultados. O terceiro aspecto que limita a quantificação é o modelo binário de falhas, isto é, o tratamento dos componentes como estando em um estado de falha ou não falha. O aspecto relacionado com as falhas parciais não são tratados neste tipo de cálculo. Falhas parciais são consideradas parte de um estado faltoso ou como sucesso.

A partir destas considerações básicas, a árvore de falhas pode ser quantificada. A probabilidade de que um evento possa ocorrer é dado como a soma da não disponibilidade com a probabilidade de falhar por ocasião se sua operação. Uma destas contribuições pode prevalecer sobre a outra ou as duas terem o mesmo peso. A partir de então são computadas e a total probabilidade pode ser incorporada na sequência de acidente apropriada.

5.4 - Álgebra Booleana e Teoria das Probabilidades

As árvores são construídas na forma gráfica através do uso de chaves tipo "ou/e" para mostrar a relação entre os vários modos de falha de um sistema. Para facilitar esta análise, é conveniente representar estas árvores na forma matemática e a álgebra booleana é a maneira mais apropriada para este proposito. A partir desta representação torna-se possível a aplicação das leis da probabilidade . Para melhor entendimento deste item, o mesmo será subdividido em dois, como segue :

5.4.1 - Álgebra Booleana

Na álgebra booleana aplicada as árvores de falhas, cada chave é representada por um sinal de operação. A chave "ou"

é equivalente ao sinal "+" e representa a união dos eventos ligados a chave. Por sua vez, a chave "e" é equivalente ao sinal "." e representa a intersecção dos eventos. Por exemplo, se um evento "B" é definido por uma chave do tipo "ou" com duas entradas, A_1 e A_2, a equivalente expressão booleana será $B=A_1+A_2$. Tanto a chave "ou" como a chave "e" podem ter um número de entradas indefinidas. A Figura abaixo ilustra a equivalência de uma chave e a correspondeste expressão :

Chave "ou" Chave "e"

$B=A_1+A_2$ $B=A_1 . A_2$

Na chave "ou" é suficiente que apenas uma das entradas ocorra, ou seja, que um dos componentes ou subsistemas falhem para que os eventos continuem em direção ao topo da árvore. Na chave "e", no entanto, é necessário que todas as entradas falhem para que haja a continuidade da análise. Por exemplo, se um sistema possui duas válvulas em série montadas em um conduto que serve um sistema qualquer. O defeito em uma destas válvulas pode resultar na falha do sistema. Portanto, a representação com a chave "ou" é a mais apropriada já que a falha de qualquer uma das válvulas implicará na falha do sistema. Por ou-

tro lado, se estas válvulas estiverem em paralelo e apresentarem a mesma função no sistema, a chave "e" é a mais apropriada pois seria necessário que as duas válvulas apresentassem defeito para que o sistema viesse a ter problemas.

Com o objetivo de simplificar as expressões, são válidas as seguintes leis da álgebra booleana :

a) Identidade

1. A + A = A

2. A . A = A

b) Distributiva

1. A.(B+C) = (A.B) + (A.C)

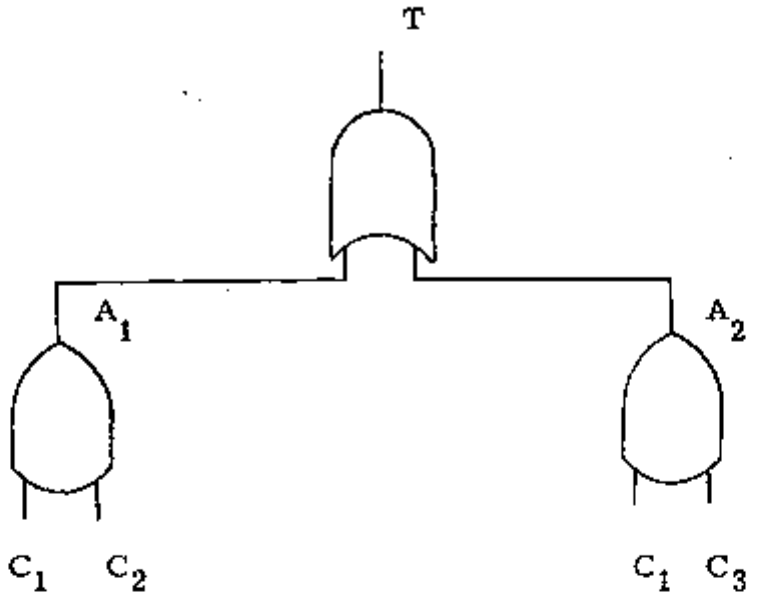
2. A+(B.C) = (A+B) . (A+C)

c) Lei da absorção

1. A + (A.B) = A

2. A . (A.B) = A.B

A partir destas propriedades, qualquer árvore de falhas pode ser analisada sob outra forma representativa, mas equivalente. A árvore a seguir ilustra o que foi dito:



As expressões são :

a) $T = A_1 \cdot A_2$ (Exp. 1)

b) $A_1 = C_1 + C_2$ (Exp. 2)

c) $A_2 = C_1 + C_3$ (Exp. 3)

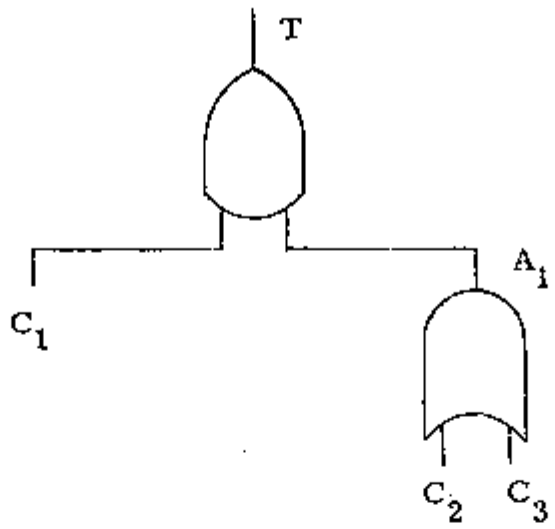
Substituindo as expressões 2 e 3 na expressão 1

$$T = (C_1 + C_2) \cdot (C_1 + C_3) \qquad \text{(Exp. 4)}$$

Utilizando as leis da álgebra booleana, a Expressão 4 simplifica-se tal como segue :

$$T = C_1 + (C_2 \cdot C_3) \qquad \text{(Exp. 5)}$$

A expressão 5 pode ser assim representada :



5.4.2 - Leis das Probabilidades

As expressões lógicas vistas no item anterior, mostram as relações existentes entre dois ou mais eventos. O presente item tem por objetivo transformar as expressões lógicas em expressões aritméticas que traduzam as probabilidades de falha dos sistemas. Para tanto, é necessário, inicialmente, conhecer-se as leis básicas de combinações probabilísticas:

a) União

- Expressão lógica: $C = A + B$
- Expressão Probabilística:

$$P(C) = P(A)+P(B)-P(A.B)$$

Para $P(A.B) \ll P(A)+P(B)$ temos a Expressão reduzida

$$P(C) = P(A) + P(B)$$

b) Intersecção

- Expressão lógica : C = A . B
- Expressão probabilística :

P(C) = P(A).P(B) (A e B são eventos independentes)

P(C) = P(A).P(B/A) (A e B são eventos dependentes)

No caso da união, para valores de probabilidades pequenos, podemos utilizar a expressão reduzida sem alterar significativamente o resultado final. Esta aproximação é aplicável quando P(A).P(B) é menor que o valor da probabilidade de cada um deles. Na intersecção, P(B/A) representa uma probabilidade condicional do evento "B" ocorrer, se e somente se o evento "A" tiver ocorrido.

As leis podem ser usadas com sucesso na determinação das probabilidades de falha de um sistema. A partir das probabilidades dos eventos primários ocorrerem, determina-se as possibilidades dos eventos secundários ocorrerem. Utilizam-se sempre a mesma técnica até que o evento colocado no topo da árvore seja alcançado.

5.5 - Utilização dos dados

Como foi visto anteriormente, a probabilidade de que um componente comprometa o funcionamento do sistema, pode ser classificada de duas maneiras distintas. A primeira, no que diz respeito a não disponibilidade do componente ou subsistema quando exigido e a segunda devido a uma falha apresentada durante a operação. Estas probabilidades são computadas através da taxa de falha.

A taxa de falha de um componente "λ_o" é o número que indica o valor médio de falhas por unidade de tempo e "$\lambda_o\, dt$" é a probabilidade de falha do componente entre o tempo "t" e "t + dt". Para o cálculo da não disponibilidade de um componente ou subsistema devido a ocorrência de testes, manutenções ou reparos, usamos a taxa de falha "λ_s" e "$\lambda_s dt$" tem a mesma definição que a do caso anterior. Em alguns casos, é difícil distinguir qual das taxas de falhas melhor se adapta ao evento. É o caso das falhas passivas como, por exemplo, a ruptura de um conduto ou válvula. Quando isto ocorrer, usa-se a mesma taxa para ambos os casos.

Por fim existe um último tipo de falha que precisa ser mencionada. Trata-se da probabilidade de falha por demanda ou ciclo. São falhas envolvendo mudanças nas condições de operação .

Como exemplo, pode-se citar a falha de uma bomba funcionar em certo momento, a falha de uma válvula em fechar, etc. Nestes casos, representamos as probabilidades de falha por "Qd". Ao contrário das taxas de falhas, "Qd" não é função do tempo e sim uma função de demanda.

Todos os dados de entrada para o cálculo das probabilidades são valores médios de falha e, por esta razão, estão sempre associados a um fator de erro. Este fator apresenta uma faixa de variação que depende da maior ou menor certeza do valor da taxa de falha. Por exemplo se esta taxa diz respeito a um componente cujo desempenho é muito conhecido, o fator de erro pode assumir o valor três. Ao contrário, se existem poucos conhecimentos sobre o mesmo componente e sobre as suas condições de operação, o fator de erro pode assumir um valor até dez vezes maior.

Em geral, as taxas de falhas e probabilidades de demanda podem variar com o tempo e com a demanda. Assumindo-se que os testes, manutenções e verificações obedeçam uma certa regularidade, supõem-se que as taxas e probabilidades de falhas sejam constantes. Qualquer incorreção que isto venha a acarretar, é coberta pelo fator de erro. Quando porém, condições ambientais extremas

ou irregulares venham a existir , os dados de entrada devem ser analisados profundamente.

Os dados são usados, via de regra, para intervalos de tempos mensais por coincidirem, em geral, com o tempo de manutenção e testes. O fator de erro ajuda a cobrir as variações que eventualmente possam existir. Quando os intervalos são inferiores a um mês, é conveniente expressar as taxas de falha como uma função horária.

5.6 - Parâmetros usados para testes e manutenções

A contribuição dada pelos testes e manutenções para análise de risco, depende se o procedimento é feito em linha e se afetam ou não a operação normal dos sistemas envolvidos. Quando possível, os parâmetros exigidos nas análises são : as frequências e a média de duração dos testes e manutenções , além da duração das falhas quando detectadas. A frequência dos testes em componentes pode ser obtido em manuais de especificações técnicas da central analisada. O intervalo usual dos testes é geralmente mensal, mas certos componentes são testados mais ou menos frequentemente. A média de duração dos testes são determinados a partir de especificações e experiências e os desvios cobertos pelo fator de erro.

Os limites, superior e inferior de tempo utilizado nos cálculos das probabilidades é dado, respectivamente, como sendo o máximo intervalo de tempo que o componente pode ficar inoperante e o intervalo usado para simples verificação. Quando este valor não está contido nas especificações técnicas, um valor compatível com a experiência deve ser utilizado.

Se um componente está fora de operação durante os períodos de testes, o valor numérico de sua contribuição é dada pela seguinte equação :

$$Q = \frac{t_d}{t} \qquad \text{Eq. 5.1}$$

onde : "t_d" é a média de tempo em que esteve parado;

"t" é o intervalo médio entre os testes.

Se o componente não é desativado do sistema durante os testes, o valor de "Q" é desprezível. Em geral "t_d e t" assumem valores de 1 mês e 0,72 horas, respectivamente.

Uma contribuição adicional, a partir dos testes, surge quando o componente ou subsistema é redundante e ensaiado após a detecção da falha do outro. Neste caso, o valor da equação é :

$$Q = \lambda t_d \qquad \text{Eq. 5.2}$$

onde "λ" é a taxa de falha do componente ou subsistema que estava funcionando e "t_d", é a média do tempo de testes para o novo componente do sistema.

Para múltiplos testes, quando vários componentes são ensaiados fora da operação normal, o valor de "t_d" representa o máximo dos tempos individuais de cada componente. Quando dois componentes redundantes não podem ser ensaiados juntos, exclui-se a possibilidade de se colocar na árvore de falhas a chave "e".

Para o caso de manutenções periódicas, o valor numérico da contribuição é dado por :

$$Q = \frac{t_d}{t_m} \qquad \text{Eq. 5.3}$$

onde : "t_d" é o tempo parado associado a manutenção e

"t_m" é o intervalo médio de tempo entre duas manutenções.

Quando porém, as manutenções forem feitas sem períodos definidos, a equação anterior assume a seguinte forma :

$$Q = \frac{t_d}{\overline{t}} \qquad \text{Eq. 5.4}$$

onde : "$\overline{t}$" é a média de tempo entre as manutenções. Esta equação pode ser escrita da seguinte maneira :

$$Q = f \frac{t_d}{720(h/mês)} \qquad \text{Eq. 5.5}$$

onde : $f = 1/\overline{t}$ $(meses^{-1})$.

5.7 - Falha Humana

Durante a operação, um operador pode cometer erros de omissão ou mesmo de atuação ao ser solicitado. As probabilidades de falhas humana são tratadas em termos de taxas de falha. No caso de um ato específico, como por exemplo, o fechamento de determinada válvula, o ato é tratado como uma demanda. Por sua vez, para atos inadvertidos como o de desligar o circuito de refrigeração por ocasião de um acidente, o ato é tratado de modo análogo a uma falha.

Devido a redundância existente na maioria dos sistemas de segurança, o operador é exigido muitas vezes a tomar a mesma atitude duas vezes(por exemplo, fechar duas válvulas em circuitos redundantes). A probabilidade que realize duas ou mais operações incorretas é maior do que as probabilidades independentemente associadas. Desta forma, para estes casos, atos combinados são tratados como uma única falha.

A taxa de erro vai depender também do tipo de situação enfrentada. Imediatamente após um grande acidente, a taxa de erro é bem mais elevada que para uma situação normal onde o operador pode refletir mais e agir com maior cuidado frente ao evento.

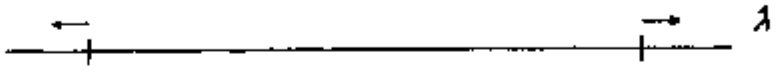
A quantificação das falhas humana foi objeto de consideração na Secção 3.2.

5.8- Técnicas de cálculo e a distribuição Log-normal

Como vimos nos itens anteriores, os parâmetros utilizados neste tipo de análise, isto é, taxas de falhas, probabilidades de demanda, etc, são tratados como variáveis aleatórias e não como valores constantes. Ainda que os dados usados na construção das árvores estejam baseados em várias centrais e tipos diversificados de instalações, as probabilidades geradas tem por objetivo uma única central. Desta forma, uma distribuição de probabilidades se faz necessária para informar sobre as incertezas dos resultados obtidos. A distribuição, também conhecida como função densidade ou frequencial, é dada em termos probabilísticos assim como as probabilidades de ineficácia dos sistemas. Em outras palavras, pode-se dizer que o programa calcula a probabilidade das probabilidades. Portanto, a distribuição fornece a probabilidade de que a ineficácia de um sistema seja um determinado valor no interior de um intervalo. Tanto menor será este valor para centrais onde as condições de operação, testes, manutenções, formação pessoal, etc, forem realmente satisfatórias.

Como colocado, o intervalo de distribuição dos dados representam a entrada básica para o tratamento das variáveis aleatórias. Este intervalo representa a região na qual os dados podem preferencialmente se encontrar. Por exemplo, um intervalo para a

taxa de falha representa a região na qual ela poderá ser encontrada. A ilustração a seguir mostra este raciocínio para uma taxa qualquer "λ" de um componente.



intervalo de variação de "λ"

A linha horizontal inteira representa a extenção do intervalo de todas as possibilidades de "λ". A região entre as barras verticais, representa a parte do intervalo em que existe a maior probabilidade de "λ" ser encontrado.

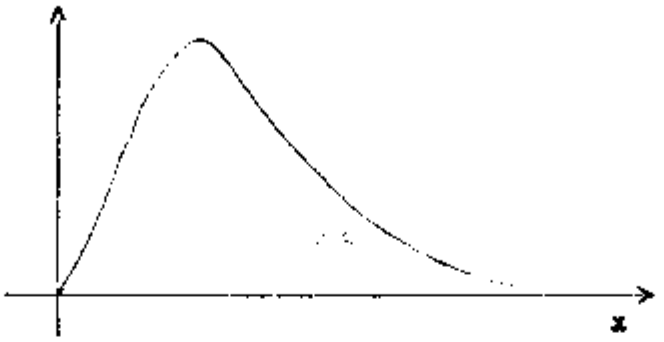
A distribuição Log-normal foi a escolhida para descrever este intervalo. Esta distribuição é frequentemente usada em modelos de aplicação quando fatores ou porcentagens caracterizam as suas variações. Se "x" representa uma variável aleatória que pode variar em um intervalo cujos limites são x_o/f e $x_o.f$, onde x_o é um ponto médio referencial e "f" um certo fator, então, o Log-normal a ser utilizado para representar este intervalo, é um candidato natural. Quando "x" é expresso na forma logarítmica, os valores de x_o/f e $x_o . f$ são assim expressos: $\log x_o \pm f$ que representa um modelo de distribuição para uma variável normalmente distribuída.

A distribuição Log-normal é, portanto, uma distribuição "natural" para dados que podem variar através de um fator da mesma forma que uma distribuição normal é natural quando os dados podem variar por adição ou subtração de incrementos. Se a taxa de falha é expressa por 10^{-y}, onde "y" é um valor qualquer, a descrição dos dados como tendo uma distribuição Log-normal é equivalente a descrever o expoente como tendo uma distribuição normal. O uso do Log-normal pode, portanto, ser interpretada como possuindo o expoente como a variável significativa do problema. Para o expoente, a distribuição é tida como normal, enquanto para o dado real, a distribuição é Log-normal.

Este tipo de distribuição é usado por sua flexibilidade, consistência com relação as propriedades da teoria da confiabilidade e pelo seu emprego sem a necessidade de hipóteses iniciais. Para um particular intervalo de variação, o valor máximo da distribuição(limite superior) é definido como 95% dos valores calculados e do inferior, 5%. Este cálculo é executado pelo código SAMPLE descrito no Apêndice A.

A próxima secção caracteriza a forma de distribuição Log-normal e suas propriedades.

5.8.1 - Propriedades da distribuição Log-normal



a) Função densidade de probabilidade

$$f(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}\ \sigma_x} \exp - \frac{(\ln x - \mu)^2}{2\sigma^2} \quad ; \quad x > 0$$

onde σ e μ são parâmetros característicos da distribuição

b) Moda (valor mais provável)

$$X_m = e^{\mu - \sigma^2}$$

c) Mediana da distribuição

$$X_{0,5} = e^{\mu}$$

d) Mediana em função dos limites superior e inferior

$$X_{0,5} = \sqrt{X_n \cdot X_L}$$

onde:

X_n é o valor correspondente ao limite superior (95%)

X_L é o valor correspondente ao limite inferior (5%)

e) Meio

$$\overline{X} = e^{\mu+\sigma^2} / 2$$

f) Variância

$$V = e^{2\mu + \sigma^2}\left[(e^{\sigma^2} - 1)\right]$$

5.9 - Propagação do erro pelo método de Monte Carlo

A utilização da técnica de Monte Carlo empregada no cálculo da propagação do erro fornece resultados quase exatos. Cada valor que aparece como entrada na expressão booleana, advém da taxa de falha obtida a partir de uma distribuição Log-normal apropriada desta amostra. Os valores assim obtidos são usados para computar um valor característico do evento(cálculo da árvore de falhas). Este processo é repetido para uma grande quantidade de tentativas com o objetivo de se obter uma distribuição de probabilidades da árvore de falhas estudada. Neste estudo, 1200 tentativas foram feitas para cada expressão. Este valor é tido como razoável e suficiente para assegurar uma precisão de cerca de 1% na computação de 90% do intervalo de distribuição do sistema.

Como resultado desta distribuição, obtém-se a mé-

dia da distribuição além do próprio intervalo de probabilidades entre 5% e 95%. Esta média, no entanto, não é digna de crédito total, pois, em 90% dos casos, as probabilidades de ineficácia dos sistemas podem estar abaixo deste valor. Visando um resultado mais seguro, um valor médio da distribuição, é o mais adequado, pois significa que existe a mesma probabilidade de que o sistema falhe 50% acima e 50% abaixo deste valor.

6. ÁRVORES DE FALHAS DO REATOR IEA-R1 E RESULTADOS

6.1 - Construção

A operação do reator IEA-R1 baseia-se em três sistemas principais, ou sejam, o Sistema de Instrumentação e Controle, o Sistema de Refrigeração e o sistema responsável pelo fornecimento de energia elétrica. Para cada um deles, foi construída uma árvore de falhas composta por seus elementos básicos. Para evitar que as árvores analisadas apresentem dimensões exageradas e, devido ao seu caráter binário, usou-se tabelas-verdades em alguns casos, para auxiliar na elaboração das equações booleanas.

Os eventos primários estão registrados na Tabela 6.1. Cada evento está acompanhado da sua taxa de falha e de seu fator de erro. Estes valores foram obtidos a partir do Relatório Rasmussen /19/, da dissertação de mestrado "O Sistema de Controle e Instrumentação do Reator de Potência Zero do IEA e o Cálculo de sua Confiabilidade" /16/, e diretamente das especificações técnicas dos componentes.

Como se viu anteriormente, o reator pode ser des-

ligado automaticamente ou manualmente através da inserção rápida das barras absorvedoras no núcleo do reator. Isto deve ocorrer sempre que alguma irregularidade seja constatada durante a operação. A partir disto, resolveu-se que o evento mais significativo a ser colocado no topo das árvores de falhas deste reator, seria o relacionado com a falha no desligamento rápido do reator (SCRAM). Estudou-se então, os possíveis eventos dentro de cada um dos sistemas e as consequências até chegar ao topo da árvore.

É preciso, antes de mais nada, que duas considerações sejam feitas: os resultados para cada árvore elaborada devem ser analisados conforme a função do sistema dentro da operação do reator. Portanto, a probabilidade de falha de um componente no circuito primário deve ser encarada como a possibilidade de ocorrência de um acidente mais grave do que a mesma probabilidade para uma falha no circuito secundário. Isto ocorre, porque a água que circula pelo circuito primário está em contato direto com o núcleo do reator. A falha em um dos ventiladores da torre de refrigeração do circuito secundário, por exemplo, pode determinar o desligamento do reator por uma questão de precaução mas, jamais por comprometer em um curto espaço de tempo, a operação. Desta forma, os resultados não devem ser interpretados como uma probabilidade de possíveis acidentes graves em todas as alternativas descritas nas árvores, e sim, como a probabilidade de que

a operação não seja interrompida, quando, algum evento estranho a operação, ocorrer.

A segunda consideração a ser feita diz respeito a árvore que representa o Sistema de Instrumentação e Controle. Ao contrário dos outros, não foram colocadas as causas que determinam a ação dos canais que asseguram uma operação normal do reator. Esta ação decorre da dificuldade de se obter, por exemplo, as taxas de falha de um elemento combustível. Estas causas estão diretamente ligados ao funcionamento do núcleo do reator. Deve-se, portanto, interpretar-se os resultados desta análise, como a probabilidade de falha dos componentes relacionados com a medida de reatividade do núcleo.

Na elaboração e cálculos das árvores levou-se em consideração:

a) Falha humana

A partir do instante em que o reator fica crítico, ele tem condições de funcionar automaticamente até o momento de ser desligado. Mesmo assim, dois operadores permanecem na sala de controle e são capazes de constatar alguma possível irregularidade na operação, quer através de alarmes sonoros, quer por sinais luminosos dispostos nos painéis de controle. Portanto, o operador pode ser levado a pressionar os dispositivos de desligamento rápido do reator independentemente do circuito automático. Esta análise esta representada na Figura 6.6 e Tabela - verdade 6.6.

No que diz respeito ao operador, levou-se em conta quatro tipos de eventos possíveis, ou sejam: julgamento errado, sequência de ação incorreta, erro instrumental e falha em responder dentro dos limites de tempo aceitáveis. A Tabela - verdade... 6.6 reune e analisa os eventos considerados. Por exemplo, para que seja atingido o topo da árvore é necessário que o sinal luminoso falhe ou, em uma segunda alternativa que o sinal luminoso funcione e falhe o operador, ou por fim que o sinal luminoso e o operador tenham sucesso e o relê de "SCRAM" falhe.

b) Mecanismo de segurança

A árvore de falhas correspondente ao mecanismo de segurança pode ser vista na Figura 6.10 acompanhada da Tabela - verdade 6.7 referente as barras absorvedoras. São quatro o número destas barras, sendo que três delas são de segurança e a quarta, de controle. Admitiu-se nesta análise que pelo menos duas barras deveriam falhar para que o evento chegasse até o topo da árvore. São, portanto, seis as combinações significativas de falhas, já que uma possível falha simultânea de três ou quatro das barras é desprezível em termos de probabilidades. As barras estão ligadas ao circuito de proteção através do relê de contato dos magnétos e na árvore de falhas, pela chave "e", o que significa dizer que a análise só terá continuidade, se e somente se, os dois ramos falharem.

c) Sinal automático do "SCRAM"

Para a árvore de falhas do circuito primário(FIG. 6.4), considerou-se que dois eventos seriam os responsáveis pelo possível desligamento automático do reator. O primeiro deles, é a temperatura elevada da água do primário e o segundo, pela queda de vazão do mesmo circuito. Segundo a Tabela 6.4, quatro são as sequências de eventos considerados para que se atinga o topo da árvore. A falha dos dois medidores, ou o sucesso de um deles seguido de falha do relê de "SCRAM" e por fim, o sucesso dos dois medidores seguido da falha do relê.

Para a árvore de falha do circuito secundário(FIG. 6.5), considerou-se apenas o medidor de temperatura, já que uma eventual queda de vazão deste circuito não atingiria a vazão do circuito primário. A Tabela 6.5 mostra os dois eventos considerados. Como o sinal para o registro da vazão é pneumático, incluiu-se o compressor de ar na construção da árvore do sistema de refrigeração (FIG. 6.8).

Para a árvore de falha do Sistema de Instrumentação e Controle (FIG. 6.11), o sinal automático é transmitido pelos canais de segurança e/ou de período. Os canais de segurança apresentam redundância do tipo 2 em 3, ou seja, é preciso que pelo menos dois deles ultrapassem um valor admissível para o reator desligar. As possibilidades consideradas estão na Tabela 6.8.

d) Falhas Mecânicas

Estas possíveis falhas foram consideradas nas árvores do circuito primário (FIG. 6.4) e circuito secundário (FIG. 6.5). Levou-se em consideração a possível ruptura de uma das válvulas do circuito, do conjunto moto-bomba, trocador de calor ou tubulações. Para o circuito secundário, foram também considerados os ventiladores das torres de refrigeração. A chave lógica "ou" indica que a falha de um destes componentes permitiria a continuação da análise. No caso de ventiladores, adotou-se a chave lógica "e" pois o eventual desligamento de um deles, em muito pouco afetaria a operação.

6.2 - Resultados

As árvores de falhas das Tabelas 6.1, 6.2 e 6.3 sintetizam os possíveis modos de falhas dos sistemas estudados. As probabilidades de falhas dos circuitos primário e secundário, representados na primeira árvore, obedecem uma sequência de falhas descritas na Tabela 6.2. Nesta tabela, considerou-se que primeiramente seria necessário a falha de pelo menos um dos componentes do circuito analisado. A partir de então, considerou-se os casos de sucesso do sinal automático e/ou manual e a subsequente falha do mecanismo de "SCRAM".

Os valores médios das probabilidades anuais de falhas do Sistema de Refrigeração, levando-se em conta os circuitos primário e secundário, são respectivamente de $2,09 \times 10^{-7}$ e $4,98 \times 10^{-7}$. No caso em que dois circuitos primário e os dois secundário estejam funcionando, simultaneamente, as probabilidades de falhas do sistema para potências até 5 MW (circuitos redundantes), são respectivamente de $5,89 \times 10^{-9}$ e $2,99 \times 10^{-8}$ por ano. Para potências superiores a 5 MW (circuitos não redundantes) as probabilidades médias anuais para os circuitos primário e secundário são, respectivamente, de $4,19 \times 10^{-7}$ e $9,97 \times 10^{-7}$.

É preciso chamar atenção para o fato de que o cálculo de risco para os circuitos de refrigeração ditos redundantes, são aproximados, pois, esta redundância não é total, haja visto que, quando os dois circuitos trabalham para potências inferiores a 5MW, simultaneamente, a vazão total é aquela especificada em projeto. Ao contrário do que se poderia pensar cada um dos circuitos trabalha com a metade da vazão total. Mesmo assim, os resultados são válidos pois, supondo que um dos circuitos fique inutilizado, a vazão do outro é suficiente para minimizar ou mesmo evitar um acidente grave no reator.

Para a árvore de falhas do Sistema de Instrumentação e Controle (FIG. 6.2), considerou-se as sequências mostradas na

Tabela 6.3. A partir de qualquer ocorrência estranha no núcleo do reator, admite-se, primeiramente, uma possível irregularidade nos canais de transmissão. A falha subsequente do operador ou o sucesso na verificação desta irregularidade e a falha do mecanismo de "SCRAM", conduz a uma probabilidade média de falha deste sistema igual a $7,81 \times 10^{-7}$, por ano.

O terceiro sistema analisado diz respeito ao fornecimento de energia elétrica através de dados registrados durante as operações. No ano de 1979 ocorreram 15 interrupções. Em 1980, 19 e em 1981, 14. Tomando-se um valor médio de 16 interrupções por ano, tem-se que o valor da taxa de falha por hora, será de ..... $8,33 \times 10^{-3}$. Em caso de queda de tensão, dois moto-geradores do tipo "no-break", movidos a óleo diesel, entram em funcionamento. Um deles, alimenta a mesa de controle e o outro, o circuito de refrigeração primário. A probabilidade de falha média anual neste caso é de $3,27 \times 10^{-7}$.

Todos os resultados aqui colocados e ainda as probabilidades mínimas e máximas podem ser vistas nas Tabelas 6.9, 6.10 e 6.11. A listagem do programa utilizado nos cálculos, sua descrição e os dados de entrada além da distribuição das probabilidades no intervalo entre 0,5 e 99,5% para os três sistemas, estão contidos nos Apêndices A e B. A simbologia usada na construção das árvores de falhas se encontra no Apêndice C.

Tabela 6.1 Taxa de Falha e Fator de Erro dos Eventos Primários

Número de Evento	Eventos Primários	Taxa de Falha(/hr)	Fator de Erro
1	Compressor	$3,0 \times 10^{-4}$	10 +
2	Tubulação de armazenamento de ar comprimido	$1,0 \times 10^{-9}$	30 +
3	Chave de pressão de ar	$1,0 \times 10^{-6}$	10 +
4	Relê indução pressão de insuflamento	$1,0 \times 10^{-7}$	10 +
5	Medidor de vazão	$1,0 \times 10^{-6}$	10 ++
6	Microswicht	$1,0 \times 10^{-7}$	10 ++
7	Relê de SCRAM	$1,0 \times 10^{-7}$	3 +
8	Ruptura de válvula	$1,0 \times 10^{-8}$	10 ++
9	Trocador de calor	$1,0 \times 10^{-9}$	30 ++
10	Motor-Bomba	$3,0 \times 10^{-5}$	10 ++
11	Tubulações(7, 62cm)	$1,0 \times 10^{-10}$	30 ++
	Operador :		
12	- Julgamento errado	$8,9 \times 10^{-7}$	10 ++
13	- Sequência incorreta	$7,6 \times 10^{-7}$	10 ++
14	- Erro instrumental	$2,6 \times 10^{-7}$	10 ++
15	- Falha para responder	$5,8 \times 10^{-7}$	10 ++
16	Anunciador(luminoso)	$3,0 \times 10^{-5}$	10 ++
17	Sensor de temperatura	$1,0 \times 10^{-6}$	10 ++
18	Relê de Mercúrio	$3,0 \times 10^{-9}$	3 +

Continuação da Tabela 6.1

Número de Evento	Eventos Primários	Taxa de Falha(/hr)	Fator de Erro
19	Relê de SCRAM	$1,0 \times 10^{-7}$	3 +
20	Barra de Segurança	$4,0 \times 10^{-6}$	3 +
21	Barra de Controle	$4,0 \times 10^{-6}$	3 +
22	Relê de contato dos magnetos	$1,0 \times 10^{-7}$	10 ++
23	Ventilador da torre de refrigeração	$1,0 \times 10^{-5}$	10 ++
24	Bistable(Período)	$5,7 \times 10^{-6}$	3 +++
25	Circuito de detecção	$1,0 \times 10^{-7}$	3 ++
26	Queda de alta tensão	$1,0 \times 10^{-7}$	3 ++
27	Relê de SCRAM	$1,0 \times 10^{-7}$	3 ++
28	Bistable % de Potência	$5,7 \times 10^{-6}$	3 +++
29	Circuito de detecção	$1,0 \times 10^{-7}$	3 ++
30	Queda de alta tensão	$1,0 \times 10^{-7}$	3 ++
31	Bistable queda de alta tensão	$5,7 \times 10^{-6}$	3 ++
32	"No-Break" da mesa de controle	$3,0 \times 10^{-6}$	10 +
33	"No-Break" do circuito primário	$3,0 \times 10^{-6}$	10 +
34	Energia Elétrica	$1,85 \times 10^{-3}$	10 +++

\+ Dados obtidos na referência /16/
++ Dados obtidos na referência /19/
+++ Dados obtidos diretamente do fornecedor

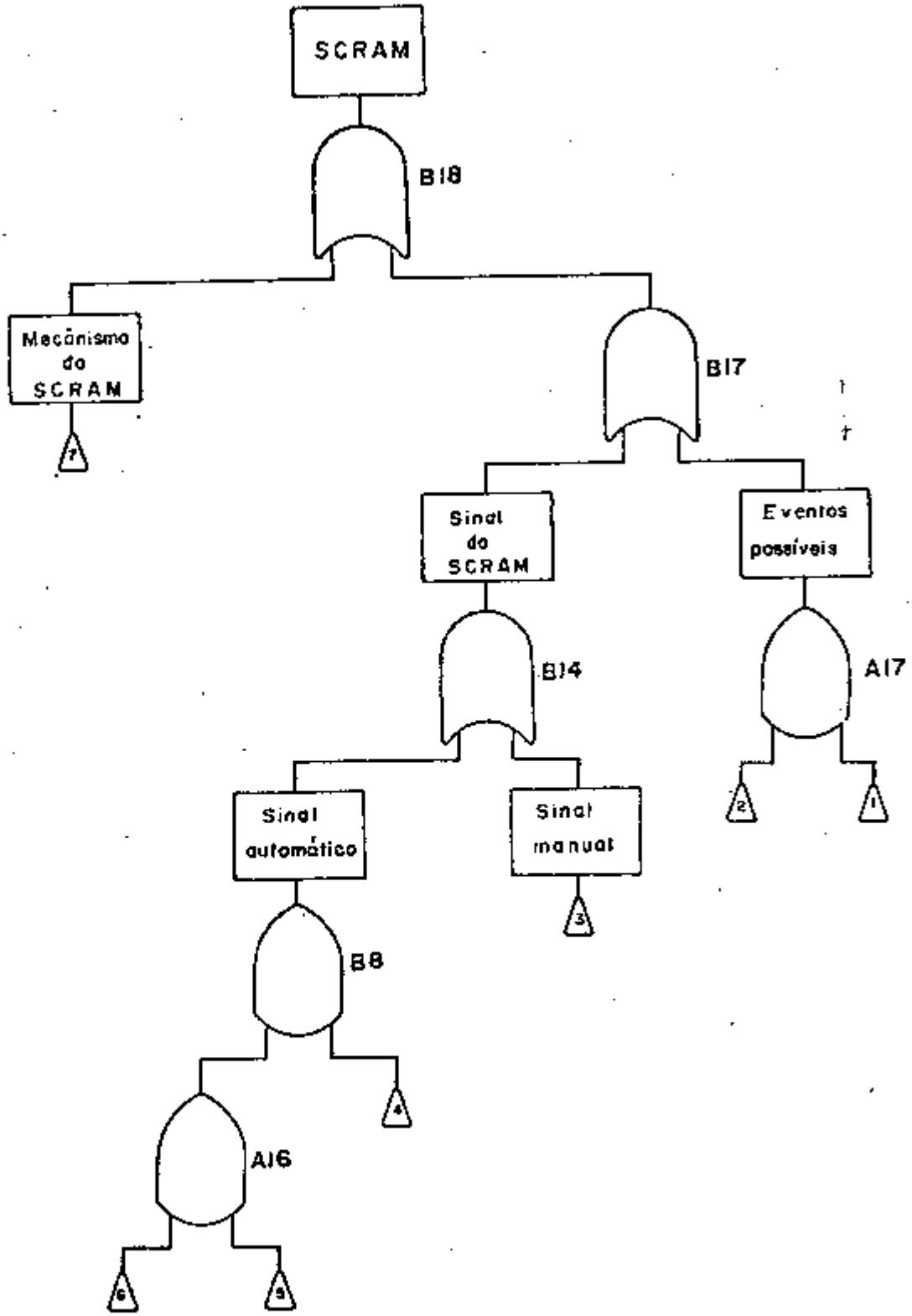


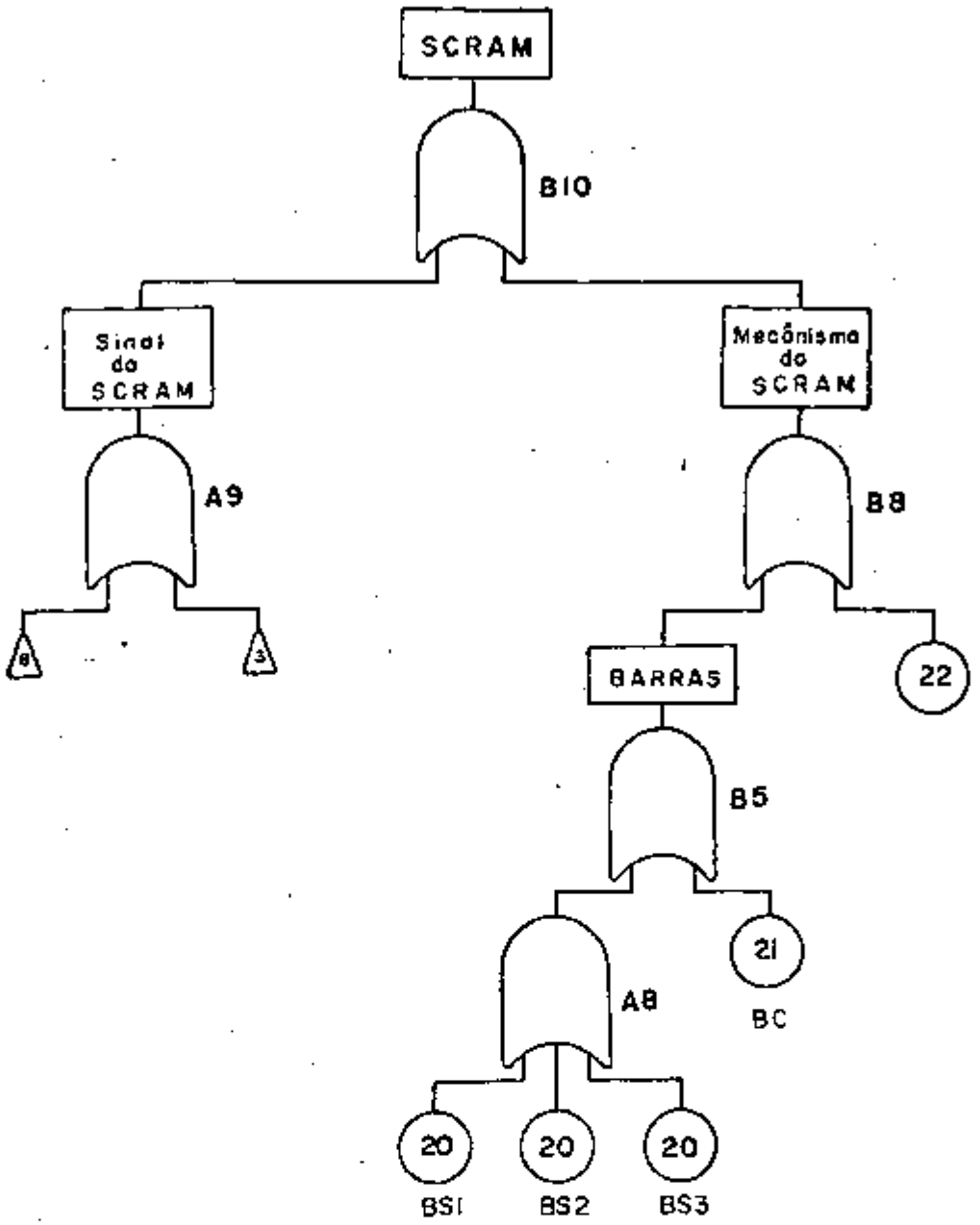
FIG. 6.1 - Árvore de falhas do Sistema de Refrigeração

Eventos possíveis	Sinal automático	Sinal manual	Mecânismo do scram	Eventos considerados
F	F	F	-(F)	X
F	S	S	S	
F	F	S	S	
F	S	F	S	
F	S	S	F	X
F	F	F	S	
F	S	F	F	X
F	F	S	F	X

TAB. 6.2 - Tabela-verdade referente a FIG. 6.1

Convenção: S - sucesso do evento
F - falha do evento
-(F)- falha não considerada nos cálculos

FIG. 6.2 - Árvore de falha do Sistema de Instrumentação e Controle



Canais de medidas	Operador	Mecânismo de scram
F	F	-
F	S	F

TAB. 6.3 - Eventos possíveis de ocorrer na FIG. 6.2

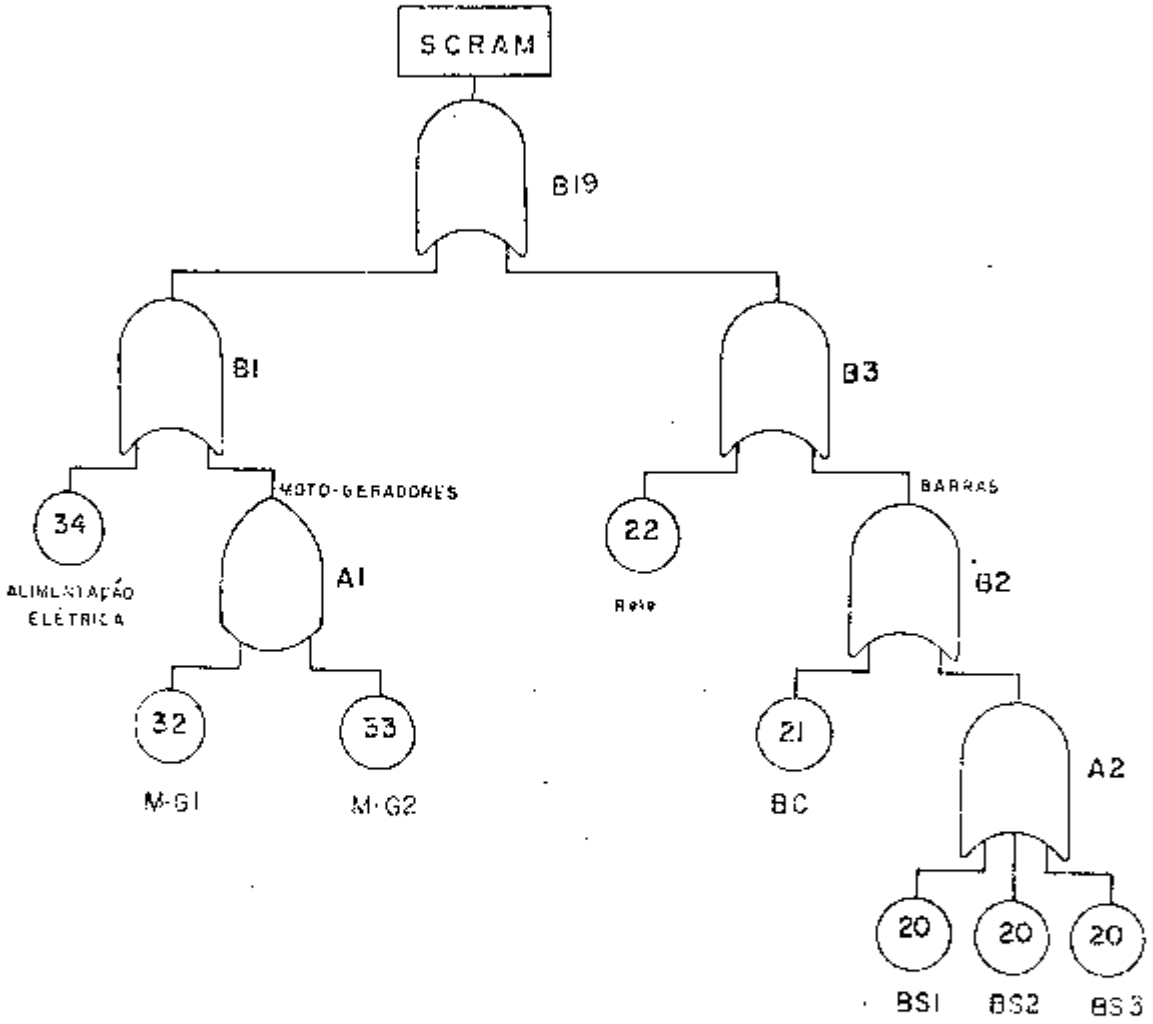


FIG 6.3 – Árvore de falha do Sistema de alimentação elétrica do Reator

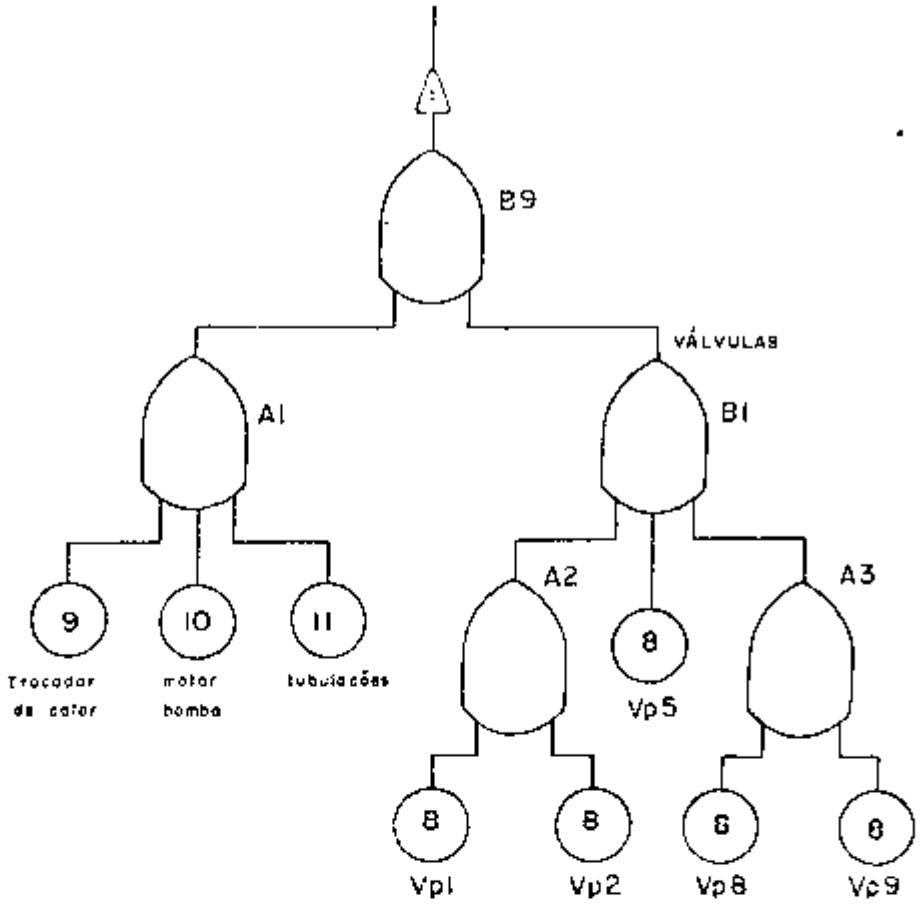


FIG. 6.4 – Componentes do circuito primário

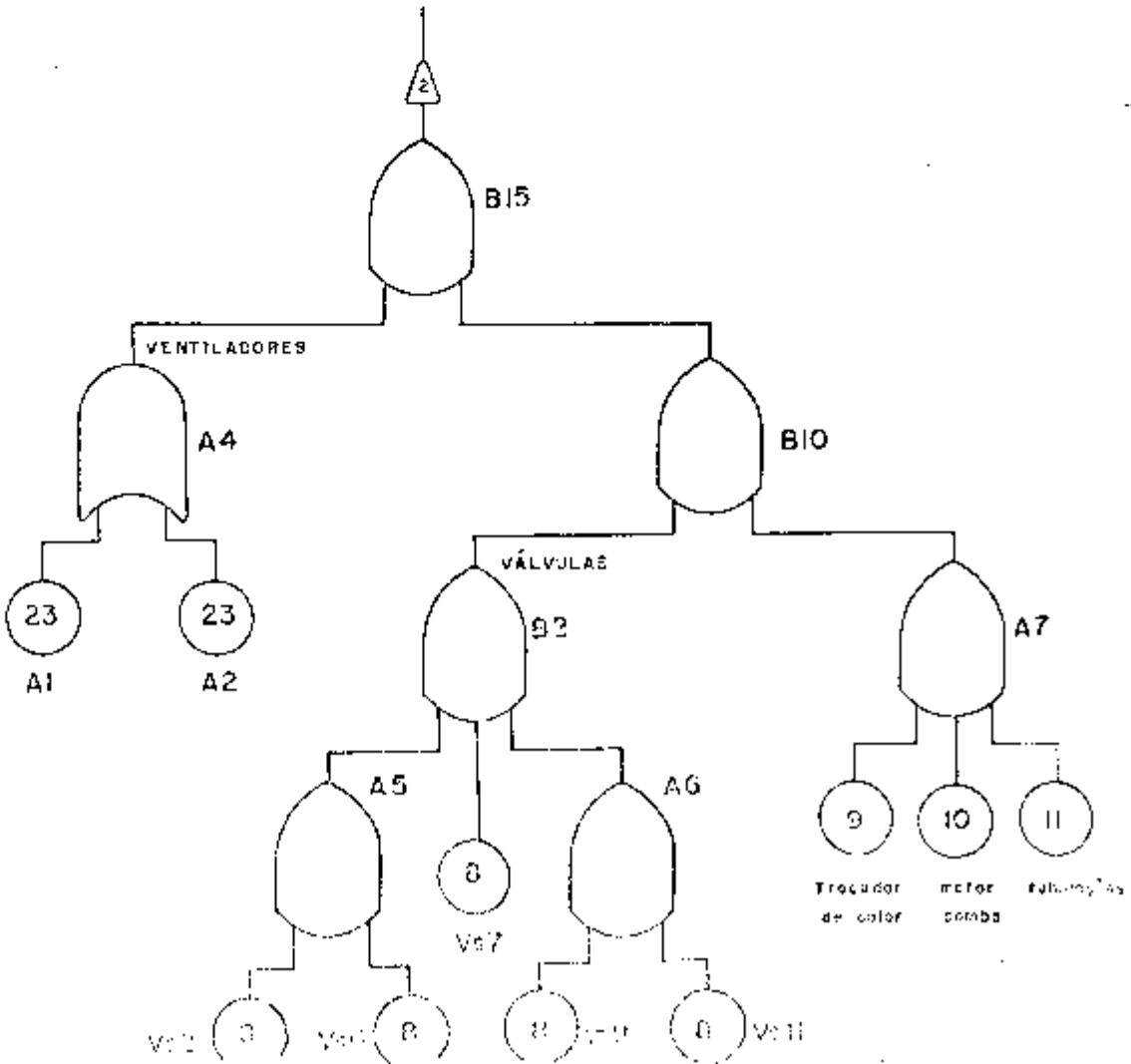
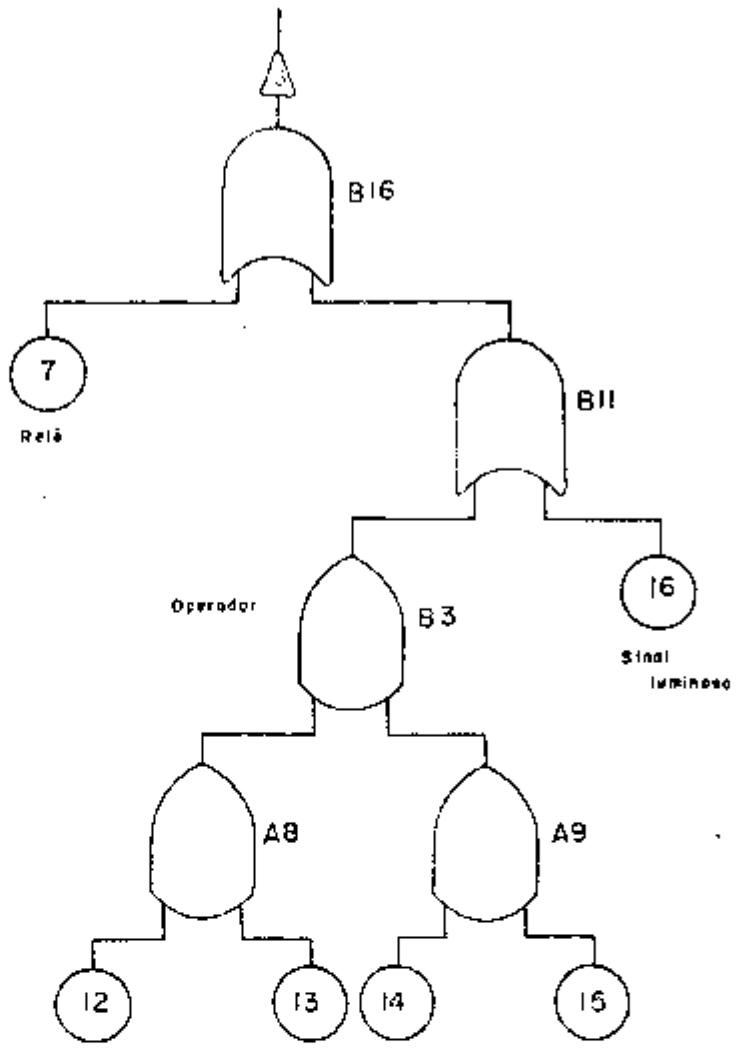


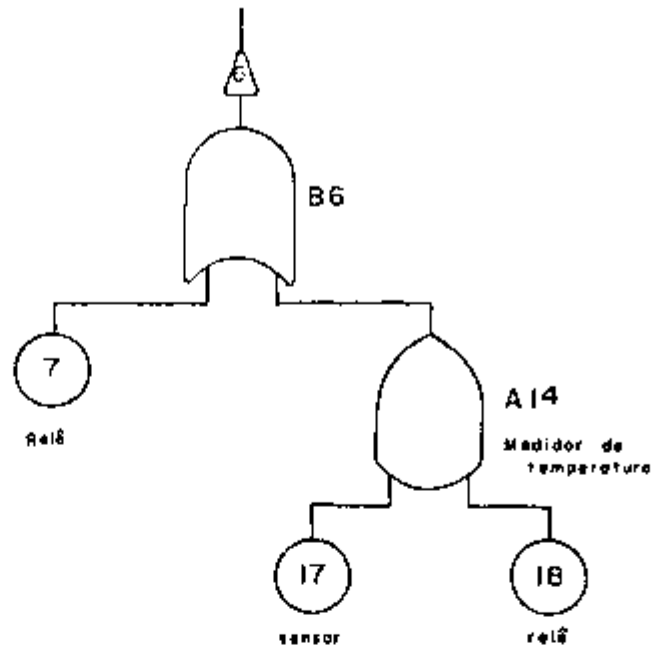
FIG. 6.6 - Árvore de falhas do sinal manual



SINAL LUMINOSO	OPERADOR	RELÉ DE SCRAM	Eventos considerados
F	- (F)	- (F)	X
S	S	S	
S	F	- (S)	X
S	S	F	X
F	S	S	
F	F	S	
S	F	F	
F	S	F	

TAB. 6.6 - Tabela-verdade referente à árvore da FIG. 6.6

FIG. 6.7 - Árvore de falhas do sinal automático do circuito secundário



Medidor de temperat	Relé de scram	Eventos conside-rados
S	S	
F	-	X
S	F	X
F	S	

TAB. 6.5 - Tabela-verdade referente a árvore da FIG. 6.7

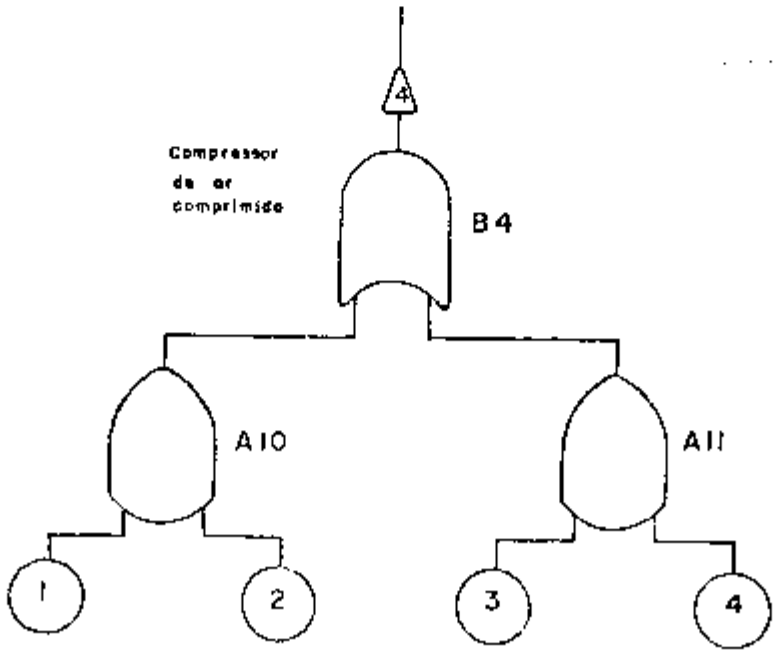
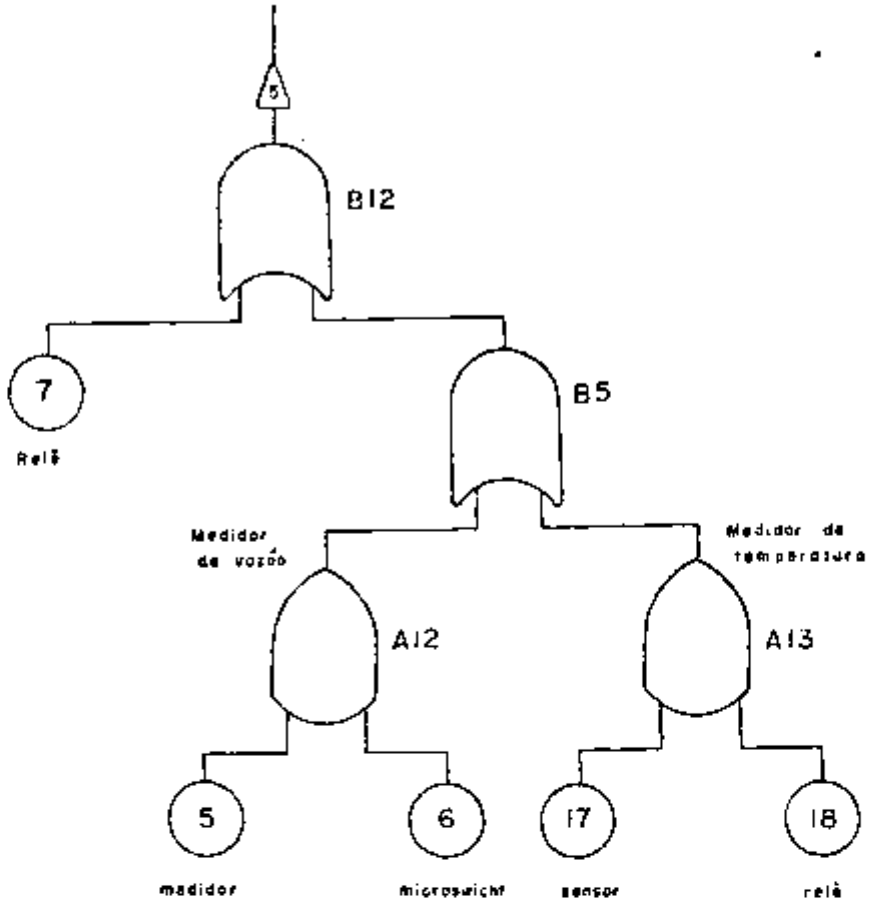


FIG. 6.8 - Árvore de falhas do compressor

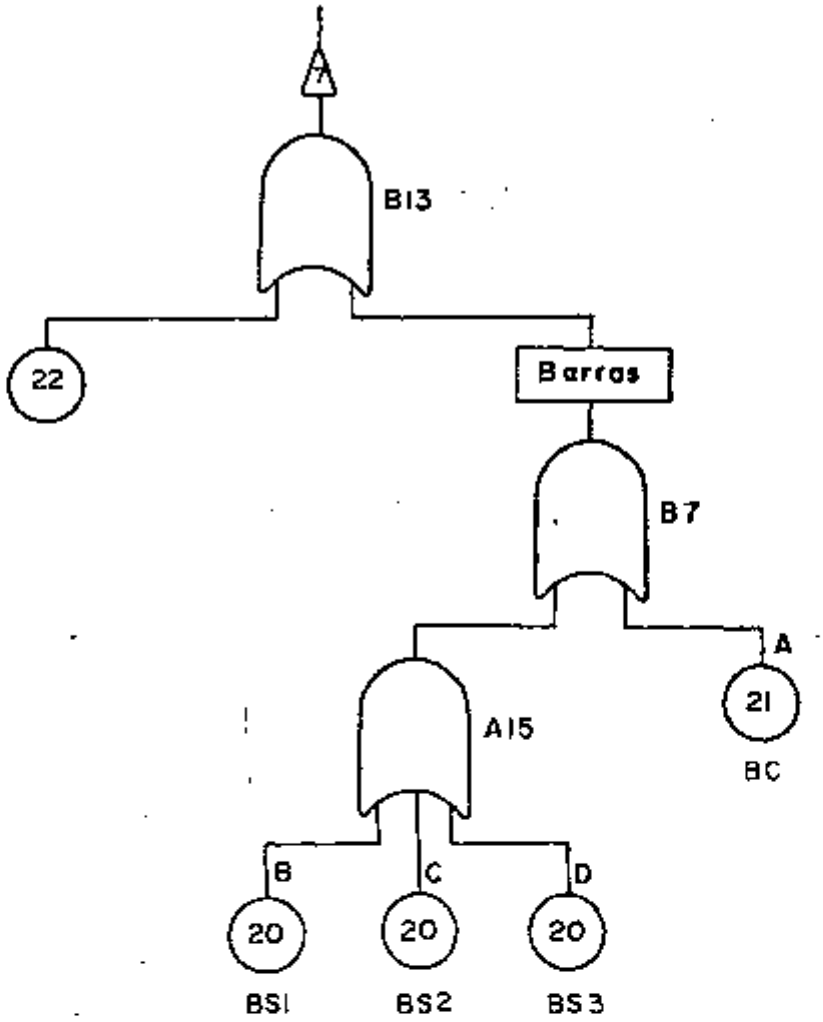
FIG. 6.9 - Sinal automático



Medidor de temperatura	Medidor de vazão	Relé de saram	Eventos considerados
S	S	S	
F	F	-(F)	X
S	F	F	X
F	S	F	X
F	F	S	
S	S	F	X
S	F	S	
F	S	S	

TAB. 6.6 - Tabela-verdade referente a FIG. 6.9

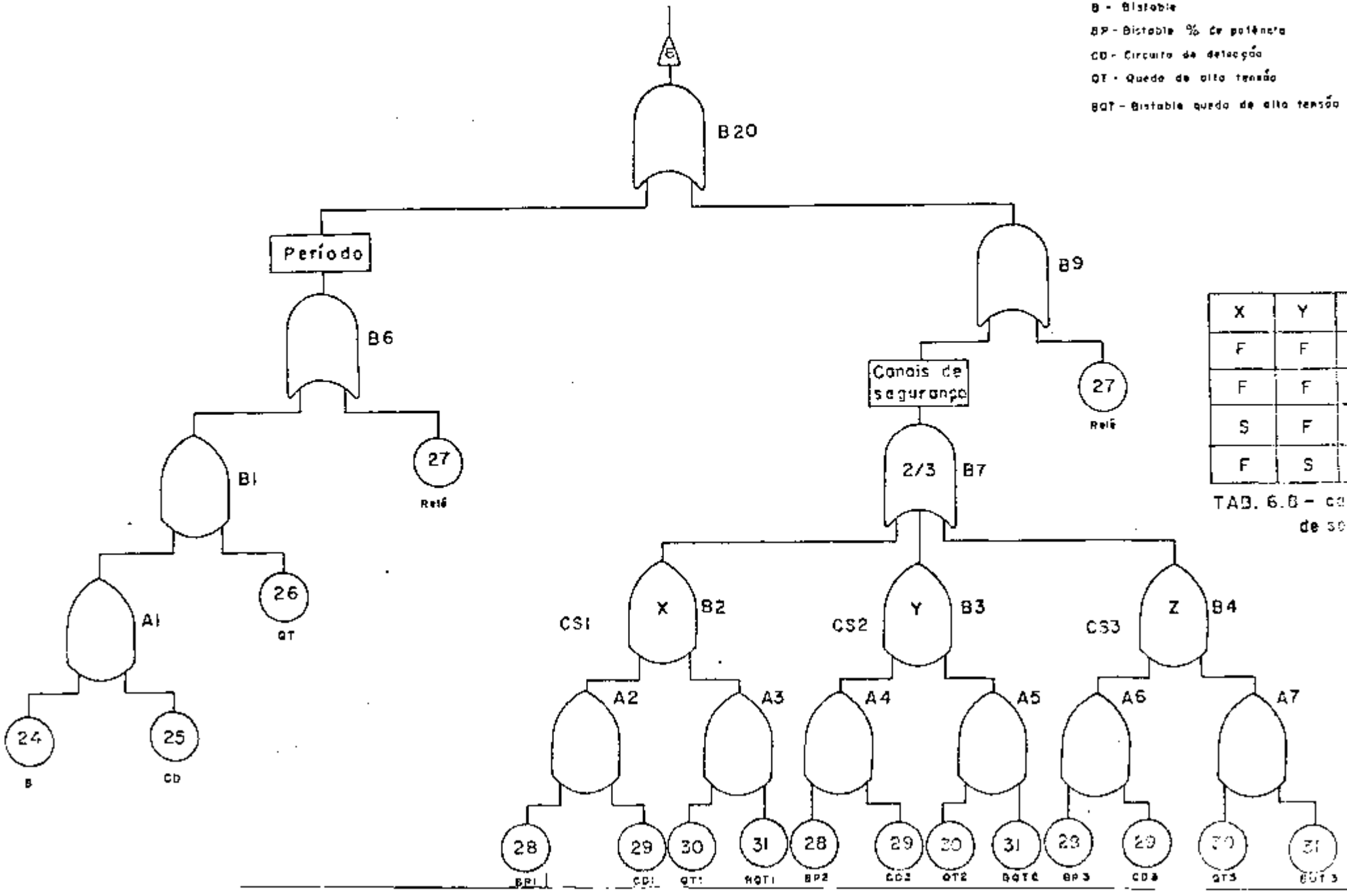
FIG. 6.10 – Árvore de falhas do mecânismo de segurança



Barras absorvedoras			
A	B	C	D
F	F	S	S
F	S	F	S
F	S	S	F
S	F	F	S
S	F	S	F
S	S	F	F

TAB. 6.7 – Tabela – verdade referente as barras absorvedoras

FIG. 6.11 – Árvore de falhas dos canais de segurança e período



X	Y	Z
F	F	F
F	F	S
S	F	F
F	S	F

TAB. 6.6 – canais de seguran

Tabela 6.9 Probabilidades de acidentes no reator IEA-R1, por ano

Sistemas	Probabilidade mínima	Mediana	Probabilidade máxima
Circuito de refrigeração primário	$1,64 \times 10^{-9}$	$2,09 \times 10^{-7}$	$4,41 \times 10^{-5}$
Circuito de refrigeração secundário	$3,93 \times 10^{-9}$	$4,98 \times 10^{-7}$	$1,93 \times 10^{-4}$
Sistema de alimentação de energia elétrica	$2,08 \times 10^{-10}$	$3,27 \times 10^{-7}$	$1,35 \times 10^{-4}$
Sistema de Instrumentação e Controle	$2,53 \times 10^{-8}$	$7,81 \times 10^{-7}$	$1,85 \times 10^{-5}$

Tabela 6.10 Probabilidades de acidentes nos circuitos primário , por ano

Sistemas	Probabilidade mínima	Mediana	Probabilidade máxima
Circuitos redundantes + Potência máxima de 5MW	$4,78 \times 10^{-12}$	$5,89 \times 10^{-9}$	$1,52 \times 10^{-5}$
Circuitos não redundantes ++ Potência superior a 5MW	$3,29 \times 10^{-9}$	$4,19 \times 10^{-7}$	$8,83 \times 10^{-5}$

+ Circuitos redundantes são aqueles que possuem a mesma função dentro do sistema e a perda de um deles não implica necessariamente na falha do sistema

++ Circuitos não redundantes são aqueles que, embora possuindo a mesma função no sistema, são todos indispensáveis à operação.

Tabela 6.11 Probabilidades de acidentes nos circuitos secundário , por ano

Circuitos	Probabilidade mínima	Mediana	Probabilidade máxima
Circuitos redundantes Potência máxima de 5MW	$2,61 \times 10^{-11}$	$2,99 \times 10^{-8}$	$4,51 \times 10^{-4}$
Circuitos não redundantes Potência superior a 5MW	$7,86 \times 10^{-9}$	$9,97 \times 10^{-7}$	$3,87 \times 10^{-4}$

6.3 - Conclusões

A partir dos resultados obtidos no item anterior (Tabelas 6.9, 6.10, 6.11), observa-se que o Sistema de Refrigeração, operando com dois circuitos redundantes (circuito primário A e B, circuito secundário A e B), é o que apresenta as mais baixas probabilidades de um possível acidente envolvendo o reator IEA-R1. Estes resultados já eram esperados pois, os sistemas redundantes, embora desempenhem as mesmas funções dentro do sistema, a falha de algum elemento em um dos circuitos não implica necessariamente na falha do sistema. Isto comprova a importância da utilização, entre outros, de componentes, canais de medidas e circuitos redundantes, uma vez que, é necessário ocorrer nestes casos, a falha simultânea destes elementos para que o sistema, como um todo, fique comprometido.

Observa-se, também, que as probabilidades médias de um possível acidente envolvendo um dos circuitos primário é inferior a de um circuito secundário. Isto ocorre, porque a queda de vazão do primeiro está diretamente ligada ao circuito "SCRAM" do reator, enquanto a do segundo, não. Além disto, o circuito secundário inclui os ventiladores das torres de refrigeração que constituem elementos adicionais em uma possível falha do circuito. Duas conclusões óbvias se aflorам: que um número maior de dispositivos de segurança diminuem os riscos, e que a inclusão de novos componentes aumentam estes riscos.

Nota-se também, através dos resultados, que a probabilidade média de acidentes nos circuitos de refrigeração não redundantes (embora tenham a mesma função, são indispensáveis à operação), é igual ao dobro dos valores das probabilidades computadas para para um único circuito primário e secundário, respectivamente. Isto decorre da duplicação de componentes no caso em que, dois circuitos não redundantes são utilizados e, portanto, todos os elementos de cada circuito são indispensáveis.

Quanto ao Sistema de Fornecimento de energia elétrica, a probabilidade média de um acidente, se encontra em uma posição intermediária na tabela. Este valor de risco baixo, decorre principalmente devido a existência de dois turbo-geradores tipo "no-break", cuja função é a de manter a alimentação elétrica da instrumentação e do circuito primário, respectivamente, quando ocorrer uma eventual queda de tensão não programada. Portanto, a presença destes dispositivos e o seu funcionamento correto é indispensável para que haja um valor de risco baixo.

Por fim, pode-se citar o Sistema de Instrumentação e Controle que apresenta um dos maiores riscos médios. Este sistema, como foi visto no item 2.2, é o responsável pela operação segura e pelas informações acerca da reatividade no interior do núcleo do reator. Uma eventual falha deste sistema poderia resultar na parti-

da cega do reator ou super-elevação da potência comprometendo assim, a segurança do reator. É, pois, importante que o referido sistema seja verificado constantemente e que haja uma manutenção contínua para que desempenhe com eficiência as suas funções.

Finalmente, conclui-se que os resultados aqui obtidos apresentam valores reduzidos de risco se comparados com outras probabilidades de acidentes. Por exemplo, a Tabela 6.3 /19/, cujos resultados são baseados em uma população média nos Estados Unidos em 1969, coloca como probabilidade de risco individual de morte por ano devido a fenômenos naturais (por exemplo, trovões, tornados, furações, etc) o valor 4×10^{-7} e, para acidentes nucleares (baseado em 100 reatores) , 3×10^{-9}.

Comparativamente, o risco individual anual para cada trabalhador que se encontre nas vizinhanças do reator é igual a probabilidade calculada de ocorrer um acidente (objeto deste trabalho)multiplicada pela probabilidadc de que este acidente cause efetivamente fatalidade. A probabilidade de ocorrência de um acidente foi estipulada neste trabalho, na pior hipótese, em $1,4 \times 10^{-4}$ por ano. Por outro lado, a probabilidade de que esse acidente cause uma fatalidade não foi objeto de cálculo deste trabalho, mas, considerações similares em situações envolvendo reatores de potência onde a quantidade de ra-

diações envolvidas são bem maiores (cerca de 1000 vezes maiores) autorizam a firmar que são extremamente baixas.

Com exceção dos circuitos de refrigeração redundantes, todos os outros apresentam riscos de falha com a mesma ordem de grandeza. Isto é muito significativo pois demonstra a existência de um bom equilíbrio nas árvores de falhas, ou seja, mostra que os sistemas estão bem balanceados e que, os melhoramentos que possam ser feitos daqui para frente, devem atingir equitativamente todos os sistemas para evitar um super dimensionamento de um em relação aos outros.

Atenção especial deve ser dada ao desempenho dos operadores na operação e controle do reator. Dentro dos sistemas analisados, os operadores juntamente com o circuito automático de "SCRAM", são os responsáveis pela identificação de uma eventual falha e consequente desligamento do reator. É, pois, fundamental que sejam treinados para responderem com rapidez e eficiência quando solicitados.

Com a finalidade de manter os níveis de confiabilidade elevados, recomenda-se ainda, uma manutenção eficaz e testes regulares, a fim de manter os equipamentos em boas condições de uso diminuindo ao máximo as probabilidades de falhas individuais.

APENDICE A - O Programa utilizado e a sua descrição

```
COMPILER OPTIONS - NAME=  MAIN,OPT=02,LINECNT=60,SIZE=0000K,
                  SOURCE,BCD,NOLIST,NODECK,LOAD,MAP,NOEDIT,ID,NOXREF
C      ** SAMPLE ERROR ANALYSIS PROBLEM **
C
C      FUNCTION SAMPLE ROUTINE
C
       COMMON XQ(100),XD(100),X(100),XY(6000),XOR(3),XPRIB(3)
       COMMON/BBB/ICON(19),IM,IDIS(3)
       DOUBLE PRECISION XDY,XYSUM,XYSUM2,XZO,XAQZ,XAQZ2
        DIMENSION TITLE(20)
        DATA EXIT/'EXIT'/
        DATA NORM,LOG,NUNI/'N','L','I'/
       COMMON/DBL/XDY,XYSUM,XYSUM2,XZO,XAQZ,XAQZ2
       INTEGER INC(19)/1,2,5,10,20,40,50,60,80,100,120,140,150,160,180,
      1190,195,198,199/
  100  CONTINUE
       XVER=0.5
       XA=164.5*SQRT(0.95*0.05)
       IFLAG=0
       ICONV=0
       DO 40 I=1,19
   40  ICON(I)=0
C ICON ARE THE INDICES FOR THE CONFIDENCES 0.5,1.0,2.5,5.0,10.0,20.0,
C 25.0,30.0,40.0,50.0,60.0,70.0,75.0,80.0,90.0,95.0,97.5,99.0,99.5
       IDIS(1)=0
       IDIS(2)=0
       IDIS(3)=0
       XPRIB(1)=0.10
       XPRIB(2)=0.05
       XPRIB(3)=0.02
       XYSUM=0.0
       XYSUM2=0.0
        READ(5,1000) TITLE
 1000  FORMAT(20A4)
       IF(TITLE(1).EQ.EXIT) GO TO 200
       READ(5,1) IN,IMAX,NPROB,IDIST
    1  FORMAT(3I5,24X,A1)
C
C        IN=NO. OF ARGUMENT VARIABLES
C        IMAX= SAMPLE SIZE - IF BLANK,DEFAULTS TO 1200
C        NPROB= NO. OF PROBLEMS - IF BLANK,DEFAULTS TO 1
C
        IF(IN .EQ. 0) GO TO 200
       IF(IMAX.LE.0)IMAX=1200
       READ(5,2)(XQ(I),XD(I),I=1,IN)
    2  FORMAT(6F10.0)
C
C
C        NORMAL  (IDIST = N)
C          XQ(I) = MEAN
C          XD(I) = SD/ ERROR SPREAD
C
C        LOG-NORMAL  (IDIST = L)
C          XQ(I) = MEDIAN
C          XD(I) = RANGE FACTOR
C
C        LOG-UNIFORM (IDIST = I)
C          XQ(I) = MEDIAN
```

```
C           XD(I) = 90/ ERROR FACTOR
C
C
C
0037          WRITE(6,3)
0038        3 FORMAT(1H1,20(2H**),4X,82HSAMPLE-A CODE FOR DETERMINING THE DISTRIB
             1UTION AND CONFIDENCE LIMITS BY SIMULATION,4X,20(1H**))
0039            IF(NPROB .NE. 0) WRITE(6,1001) TITLE,NPROB
0041         1001  FORMAT(1HO,T15,20A4,12HFUNCTION NO.,I4)
0042            IF(NPROB .EQ. 0) WRITE(6,1002) TITLE
0044         1002  FORMAT(1HO,T50,20A4)
0045            IF(IDIST .NE. NORM .AND. IDIST .NE. LOG .AND. IDIST .NE. NUNI)
              1 GO TO 2000
0047            IF(IDIST .EQ. NORM) WRITE(6,4)
0049            IF(IDIST .EQ. LOG) WRITE(6,44)
0051            IF(IDIST .EQ. NUNI) WRITE(6,444)
0053          4  FORMAT(1HO/1H ,47X,34HINPUT MEANS AND 90% ERROR SPREADS/1H )
0054         44  FORMAT(1HO/1H ,47X,34HINPUT MEDIANS AND 90% ERROR FACTORS/1H )
0055        444  FORMAT(1HO/1H ,47X,34HINPUT MEDIANS AND RANGE FACTORS/1H )
0056            WRITE(6,5)(I,XC(I),XD(I),I=1,IN)
0057          5 FORMAT(1H ,1H(,I2,1H),1PD13.4,1PD13.4,3X,1H(,I2,1H),1PD13.4,
              11PD13.4,3X,1H(,I2,1H),1PD13.4,1PD13.4,3X,1H(,I2,1H),1PD13.4,
              21PD13.4)
0058            VAL=SAMPLE(XC,IFLAG,NPROB)
0059            WRITE(6,39) VAL
0060         39 FORMAT(1HO,/,20X,'MEDIAN POINT VALUE FOR SYSTEM IS ',1PD13.4)
0061            IF(IDIST .EQ. NORM) GO TO 61
0063            IF(IDIST .EQ. LOG) GO TO 62
0065            IF(IDIST .EQ. NUNI) GO TO 63
0067         61  CONTINUE
0068            DO 4000 I=1,IN
0069        4000  XD(I) = XD(I) / 1.64
0070            GO TO 64
0071         62  CONTINUE
0072            DO 4001 I = 1,IN
0073            XC(I) = ALOG(XC(I))
0074            XD(I) = ALOG(XD(I))
0075        4001  XD(I) = XD(I) / 1.64
0076            GO TO 64
0077         63  CONTINUE
0078            DO 4002 I = 1,IN
0079            XC(I) = ALOG(XC(I))
0080            XD(I) = ALOG(XD(I))
0081            XC(I) = XC(I) - XD(I)
0082        4002  XD(I) = 2.0 * XC(I)
0083         64  CONTINUE
0084            IX=76543
0085            IM=0
C IM IS THE TOTAL NUMBER OF SAMPLES STORED
0086            ISAM1=2
C ISAM1 IS THE BEGINNING INDEX OF THE SAMPLE LOOP
0087            DO 6 IV=1,IN
0088            IVO=IV
0089            IF(IDIST .EQ. NORM .OR. IDIST .EQ. LOG)
              1 CALL GAUSS(IX,XD(IVO),XC(IVO),XV)
0091            IF(IDIST .EQ. NUNI) CALL UNIFO(XC(IVO),XD(IVO),XV)
0093            IF(IDIST .EQ. NORM) X(IVO) = XV
0095            IF(IDIST .EQ. LOG .OR. IDIST .EQ. NUNI) X(IVO) = EXP(XV)
```

```
      6  CONTINUE
         XYY= SAMPLE(X,IFLAG,NPRCB)
        IF(IFLAG.EC.0)GO TC 50
        IFLAG=0
        GO TC 51
     50 XDY=XYY
        XYSUM=XYSUM+XDY
        XYSUM2=XYSUM2+XDY*XDY
     51 IM=IM+1
        XY(IM)=XYY
     21 DO 20 ISAM=ISAM1,2CO
        DO 7 IV=1,IN
        IVO=IV
         IF(IDIST .EC. NORM .OR. IDIST .EQ. LOG)
       1 CALL GAUSS(IX,XD(IVO),XC(IVO),XV)
         IF(IDIST .EC. NUNI) CALL UNIFO(XC(IVO),XD(IVO),XV)
         IF(IDIST .EQ. NORM) X(IVO) = XV
         IF(IDIST .EC. LOG .OR. IDIST .EC. NUNI) X(IVO) = EXP(XV)
      7  CONTINUE
         XYY = SAMPLE(X,IFLAG,NPRCB)
        IF(IFLAG.EC.0)GO TC 52
        IFLAG=0
        GO TO 53
     52 XDY=XYY
        XYSUM=XYSUM+XDY
        XYSUM2=XYSUM2+XDY*XDY
C THE ORDERING OF THE XY VECTOR
     53 DO 8 I=1,IM
        IMO=I
        IF(XYY.LE.XY(I))GC TC 9
      8 CONTINUE
        IM=IM+1
        XY(IM)=XYY
        GO TO 20
C
C IMO IS THE PROPER POSITION FOR XYY IN XY
C THE ENTRIES IMO TC IM NEED TO BE SHIFTED DOWN ONE POSITION
      9 ISFO=IM+IMO
        DO 10 I=IMO,IM
        ISF=ISFC-I
     10 XY(ISF+1)=XY(ISF)
        XY(IMO)=XYY
        IM=IM+1
     20 CONTINUE
C
C A SAMPLING BATCH HAS BEEN COMPLETED
        DO 55 I=1,15
     55 ICCN(I)=ICCN(I)+INC(I)
        IDIS(1)=IDIS(1)+20
        IDIS(2)=IDIS(2)+10
        IDIS(3)=IDIS(3)+4
C CHECK NOW FCR CONVERGENCE
C
C CONVERGENCE IS CN THE 95 PER CENT RANGE
C
        XM=IM
        XPERR=XA/SQRT(XM)
        IF(XPERR.GT.XVERIGE TC 22
```

```
   32 ICONV=1
      GO TO 30
   22 IF(IM.GE.IMAX)GO TO 30
      ISAM1=1
      GO TO 21
   30 CONTINUE
   31 WRITE(6,33)IM,XPERR
   33 FORMAT(1HO/1HC,15X,19HOUTPUT EVALUATIONS.,3X,13HSAMPLE SIZE =,
     1I5,3X,45HACCURACY ON 95 PER CENT CONFIDENCE INTERVAL =,F4.1,1X,
     28HPER CENT)
      CALL OUTPUT
      GO TO 3000
 2000 WRITE(6,2001)
 2001 FORMAT(1HO,T45,'ERROR - PARAMETER DISTRIBUTION NOT GIVEN')
 3000 CONTINUE
      GO TO 100
  200 CONTINUE
      RETURN
      END
```

```
    COMPILER OPTIONS - NAME=  MAIN,OPT=02,LINECNT=60,SIZE=0000K,
                       SOURCE,BCD,NOLIST,NODECK,LOAD,MAP,NOEDIT,ID,NOXREF
0002            SUBROUTINE OUTPUT
0003            COMMON XQ(100),XC(100),X(100),XY(6000),
                1XOR(3),XPR(3)
0004            COMMON/BBB/ICON(19),IM,IDIS(3)
0005            DOUBLE PRECISION XDY,XYSUM,XYSUM2,XZQ,XAQZ,XAQZ2
0006            COMMON/DBL/XDY,XYSUM,XYSUM2,XZQ,XAQZ,XAQZ2
0007            REAL*4 XCON(19)/0.5,1.0,2.5,5.0,10.0,20.0,25.0,30.0,40.0,50.0,
                160.0,70.0,75.0,80.0,90.0,95.0,97.5,99.0,99.5/
0008            XM=IM
0009            XZQ=XM
0010            XAQZ=XYSUM/XZQ
0011            XAVG=XAQZ
0012            XAQZ2=XYSUM2/XZQ-XAQZ*XAQZ
0013             XSTD=XAQZ2
0014            XSTD=XSTD*XM/(XM-1.0)
0015            IF(XSTD.LE.0.0)XSTD=0.0
0017            XSTD=SQRT(XSTD)
0018            WRITE(6,1)AVG,XSTD
0019          1 FORMAT(1H-,24X,24HDISTRIBUTION PARAMETERS.,3X,6HMEAN =,1PD13.4,
                13X,20HSTANDARD DEVIATION =,1PD13.4)
0020            WRITE(6,2)
0021          2 FORMAT(1HO/1HO,50X,30HDISTRIBUTION CONFIDENCE LIMITS)
0022            WRITE(6,3)
0023          3 FORMAT(1HO,45X,21HCONFIDENCE (PER CENT),5X,14HFUNCTION VALUE)
0024          4 FORMAT(1H ,45X,8X,0PF4.1,9X,5X,1PD13.4)
0025            DO 5 I=1,19
0026            IO=ICON(I)
0027            XVL=XY(IO)
0028            XCF=XCON(I)
0029            WRITE(6,4)XCF,XVL
0030          5 CONTINUE
          C COMPUTATION OF THE DISTRIBUTION DENSITY
0031          6 FORMAT(1H1,39X,52HTHE FREQUENCY DISTRIBUTION IN 10 PER CENT INCREM
                1ENTS)
0032          7 FORMAT(1H1,39X,51HTHE FREQUENCY DISTRIBUTION IN 5 PER CENT INCREME
                1NTS)
0033          8 FORMAT(1H1,39X,51HTHE FREQUENCY DISTRIBUTION IN 2 PER CENT INCREME
                1NTS)
0034          9 FORMAT(1H ,42X,38H(PER CENT ACCURACY FOR EACH INTERVAL =,F6.1,1H))
0035         10 FORMAT(1HO/1HO,17X,9HEND VALUE, 5X,22HCUMULATIVE PROBABILITY,21X,
                11SHINTERVAL SPREAD,13X,15HFREQUENCY VALUE)
0036         11 FORMAT(1H ,14X,1PD13.4,10X,0PF6.2,24X,1PD13.4,1X,1PD13.4, 8X,
                1IPD12.4)
0037            XOR(1)=SQRT(X**0.90*0.10)/(X**0.10)
0038            XOR(2)=SQRT(X**0.95*0.05)/(X**0.05)
0039            XOR(3)=SQRT(X**0.98*0.02)/(X**0.02)
0040            DO 12 I=1,3
0041         12 XOR(I)=XOR(I)*164.5
0042            DO 30 IC=1,3
0043            ITAG=IC
0044            GO TO (31,32,33),ITAG
0045         31 WRITE(6,6)
0046            GO TO 34
0047         32 WRITE(6,7)
0048            GO TO 34
0049         33 WRITE(6,8)
```

```
      34 WRITE(6,5)XCR(ITAG)
         I1=1
         ID=IDIS(ITAG)
         XY1=XY(I1)
         XY2=XY(ID)
         XTEMP=XPRIB(ITAG)
         XPROB=XTEMP
         XINT=XY2-XY1
         IF(XINT.GE.1.0E-20)GO TO 35
         XFREQ=1.0E+50
         GO TO 36
      35 XFREQ=XTEMP/XINT
      36 WRITE(6,10)
         WRITE(6,11)XY2,XPROB,XY1,XY2,XFREQ
         I1=0
      37 I1=I1+ID
         I2=I1+ID
         IF(I1.GE.100)GO TO 40
         XY1=XY2
         XY2=XY(I2)
         XPROB=XPROB+XTEMP
         XINT=XY2-XY1
         IF(XINT.GE.1.0E-20)GO TO 38
         XFREQ=1.0E+50
         GO TO 39
      38 XFREQ=XTEMP/XINT
      39 WRITE(6,11)XY2,XPROB,XY1,XY2,XFREQ
         GO TO 37
      40 CONTINUE
      30 CONTINUE
         RETURN
         END
```

```
  COMPILER OPTIONS -  NAME=  MAIN,OPT=02,LINECNT=60,SIZE=0000K,
                     SOURCE,BCD,NOLIST,NODECK,LOAD,MAP,NOEDIT,ID,NOXREF
002             SUBROUTINE RANDR(IX,IY,Y)
003             IY=IX*65539
004             IF(IY)5,6,6
005           5 IY=IY+2147483647+1
006           6 Y=IY
007             Y=Y*.4656613E-9
008             RETURN
009             END
```

```
   COMPILER OPTIONS -  NAME=  MAIN,OPT=02,LINECNT=60,SIZE=0000K,
                       SOURCE,BCD,NOLIST,NODECK,LOAD,MAP,NOEDIT,ID,NOXREF
002            SUBROUTINE UNIFC(A,B,V,IX)
003            CALL RANDR(IX,IY,Y )
004            V=A+Y*B
005            RETURN
006            END
```

```
   COMPILER OPTIONS - NAME=  MAIN,OPT=02,LINECNT=60,SIZE=0000K,
                      SOURCE,BCD,NOLIST,NODECK,LOAD,MAP,NOEDIT,ID,NOXREF
002            SUBROUTINE GAUSS(IX,S,AM,V)
003            A=0.0
004             DO 50 I=1,12
005             CALL RANDR(IX,IY,Y)
006            IX=IY
007         50 A=A+Y
008            V=(A-6.0)*S+AM
009            RETURN
010            END
```

2. DESCRIÇÃO DO PROGRAMA

Além do programa principal, a "Function Sample Routine " apresenta quatro subrotinas e uma função auxiliar.

a) Programa Principal

Primeiramente são atribuídos valores iniciais de probabilidades às variáveis descritas na expressão booleana. Os dados de entrada são lidos e imprimidos. A partir de então o programa principal determina o valor das probabilidades e a sua distribuição através de 1200 tentativas. Esta distribuição pode ser feita de três maneiras :

a.1 - distribuição normal

a.2 - distribuição Log-normal

a.3 - distribuição Log-uniforme

As duas primeiras utilizam-se da "subrotina GAUSS" enquanto a distribuição Log-uniforme utiliza a "subrotina UNIFO". A seguir, a função "SAMPLE" é chamada para determinar os valores das probabilidades e a sua ordem em um intervalo igual a 95 % de todas as possibilidades.

b) Subrotina OUTPUT

Esta subrotina é chamada pelo programa principal para imprimir os dados de saída. Entre eles se encontram as probabilidades de falhas distribuídas segundo um intervalo que varia de 0,5 % e 99,5 %.

c) Subrotina RANDR

Esta subrotina foi introduzida na listagem para gerar números aleatórios que serão utilizados pelas subrotinas "GAUSS" e "UNIFO".

d) Subrotina GAUSS

Esta subrotina é chamada pelo programa principal quando se deseja uma distribuição log-normal ou normal para as probabilidades de falhas dos sistemas. A subrotina tem por fim transformar uma distribuição uniforme de números aleatórios em uma distribuição normal.

e) Subrotina UNIFO

Esta subrotina é chamada pelo programa principal quando a distribuição desejada é a log-uniforme.

f) Função SAMPLE

Esta função consiste de uma ou mais expressões booleanas representativas das árvores de falhas que se deseja estudar. A função calcula o valor da probabilidade com os dados provinientes do programa principal.

3. DESCRIÇÃO DOS CARTÕES DE ENTRADA

Através deste programa podemos calcular as probabilidades de falhas de uma ou mais árvores em uma só listagem. Para uma função , a disposição dos cartões é a seguinte :

```
Function "SAMPLE" ( X, IFLAG, NPROB )
Dimension X(1)
SAMPLE = equação
Return
End
SAMPLE SAFETY SYSTEM ERROR ANALYSIS
```

Com relação aos cartões de dados, tem-se:

Cartão A: FORMAT (3I5, 24X, A1)

a. número de eventos primários (IN)

b. número de iterações (IMAX)

No caso em que IMAX é omitido, o programa executa 1200 iterações.

c. número de problemas (NPROB)

Ao ser omitido, subentende-se NPROB = 1.

d. distribuição das probabilidades (IDIST)

Para uma distribuição normal, IDIST = N;

Para uma distribuição log-normal, IDIST = L;

Para uma distribuição log-uniforme, IDIST = I.

Cartão B: FORMAT (6F10)

São os cartões contendo as probabilidades de falhas com os respectivos fatores de erro para cada componente. Cada cartão pode ter no máximo três dados.

APENDICE B - Distribuição das probabilidades de falhas dos Sistemas estudados para um intervalo de confiabilidade entre 0,5 e 99,5%.

Tabela B.1 Distribuição das Probabilidades de Falhas para o Circuito Primário

Percentis (%)	Valor da função
0,5	$1,6491 \times 10^{-9}$
1,0	$2,3604 \times 10^{-9}$
2,5	$4,7059 \times 10^{-9}$
5,0	$8,7989 \times 10^{-9}$
10,0	$1,8032 \times 10^{-8}$
20,0	$3,9244 \times 10^{-8}$
25,0	$5,4625 \times 10^{-8}$
30,0	$7,0835 \times 10^{-8}$
40,0	$1,2179 \times 10^{-7}$
50,0	$2,0972 \times 10^{-7}$
60,0	$3,4096 \times 10^{-7}$
70,0	$5,9833 \times 10^{-7}$
75,0	$8,2076 \times 10^{-7}$
80,0	$1,1885 \times 10^{-6}$
90,0	$2,8429 \times 10^{-6}$
95,0	$6,1894 \times 10^{-6}$
97,5	$1,0996 \times 10^{-5}$
99,0	$2,2690 \times 10^{-5}$
99,5	$4,4191 \times 10^{-5}$

Valor Médio = $1,5742 \times 10^{-6}$

Valor Pontual = $1,7953 \times 10^{-7}$

Tabela B.2 Distribuição das Probabilidades de Falhas para dois Circuitos Primário Redundantes

Percentis(%)	Valor da função
0,5	$4,7881 \times 10^{-12}$
1,0	$7,7699 \times 10^{-12}$
2,5	$2,2792 \times 10^{-11}$
5,0	$4,4674 \times 10^{-11}$
10,0	$1,2922 \times 10^{-10}$
20,0	$4,3505 \times 10^{-10}$
25,0	$6,9164 \times 10^{-10}$
30,0	$1,2071 \times 10^{-9}$
40,0	$2,5296 \times 10^{-9}$
50,0	$5,8912 \times 10^{-9}$
60,0	$1,2679 \times 10^{-8}$
70,0	$2,8686 \times 10^{-8}$
75,0	$4,4430 \times 10^{-8}$
80,0	$7,5434 \times 10^{-8}$
90,0	$3,2075 \times 10^{-7}$
95,0	$1,2353 \times 10^{-6}$
97,5	$2,4891 \times 10^{-6}$
99,0	$6,5218 \times 10^{-6}$
99,5	$1,5284 \times 10^{-5}$

Valor Médio = $3,7981 \times 10^{-7}$

Valor Pontual = $4,7485 \times 10^{-9}$

Tabela B. 3 Distribuição das Probabilidades de Falhas para dois Circuitos Primário Não Redundantes

Percentis (%)	Valor da Função
0, 5	$3,2983 \times 10^{-9}$
1, 0	$4,7208 \times 10^{-9}$
2, 5	$9,4118 \times 10^{-9}$
5, 0	$1,7598 \times 10^{-8}$
10, 0	$3,6063 \times 10^{-8}$
20, 0	$7,8487 \times 10^{-8}$
25, 0	$1,0925 \times 10^{-7}$
30, 0	$1,4167 \times 10^{-7}$
40, 0	$2,4357 \times 10^{-7}$
50, 0	$4,1944 \times 10^{-7}$
60, 0	$6,8192 \times 10^{-7}$
70, 0	$1,1967 \times 10^{-6}$
75, 0	$1,6415 \times 10^{-6}$
80, 0	$2,3770 \times 10^{-6}$
90, 0	$5,6859 \times 10^{-6}$
95, 0	$1,2379 \times 10^{-5}$
97, 5	$2,1992 \times 10^{-5}$
99, 0	$4,5379 \times 10^{-5}$
99, 5	$8,8383 \times 10^{-5}$

Valor Médio = $3,1185 \times 10^{-6}$

Valor Pontual = $3,5900 \times 10^{-7}$

Tabela B.4 Distribuição das Probabilidades de Falhas para o Circuito Secundário

Percentis (%)	Valor da Função
0,5	$3,9323 \times 10^{-9}$
1,0	$7,4662 \times 10^{-9}$
2,5	$1,3226 \times 10^{-8}$
5,0	$2,1486 \times 10^{-8}$
10,0	$4,4885 \times 10^{-8}$
20,0	$9,8578 \times 10^{-8}$
25,0	$1,3341 \times 10^{-7}$
30,0	$1,8498 \times 10^{-7}$
40,0	$3,1548 \times 10^{-7}$
50,0	$4,9870 \times 10^{-7}$
60,0	$7,9912 \times 10^{-7}$
70,0	$1,3389 \times 10^{-6}$
75,0	$1,8723 \times 10^{-6}$
80,0	$2,5714 \times 10^{-6}$
90,0	$8,2683 \times 10^{-6}$
95,0	$2,0723 \times 10^{-5}$
97,5	$4,5834 \times 10^{-5}$
99,0	$8,0442 \times 10^{-5}$
99,5	$1,9383 \times 10^{-4}$

Valor Médio = $5,2865 \times 10^{-6}$

Valor Pontual = $2,3207 \times 10^{-7}$

Tabela B.5 Distribuição das Probabilidades de Falhas para dois Circuitos Secundários Redundantes

Percentis (%)	Valor da Função
0,5	$2,6118 \times 10^{-11}$
1,0	$5,4517 \times 10^{-11}$
2,5	$1,2148 \times 10^{-10}$
5,0	$2,8673 \times 10^{-10}$
10,0	$9,1219 \times 10^{-10}$
20,0	$2,5902 \times 10^{-9}$
25,0	$4,0407 \times 10^{-9}$
30,0	$6,6987 \times 10^{-9}$
40,0	$1,4257 \times 10^{-8}$
50,0	$2,9965 \times 10^{-8}$
60,0	$6,3303 \times 10^{-8}$
70,0	$1,6076 \times 10^{-7}$
75,0	$2,4636 \times 10^{-7}$
80,0	$4,4564 \times 10^{-7}$
90,0	$2,9628 \times 10^{-6}$
95,0	$1,4910 \times 10^{-5}$
97,5	$4,5121 \times 10^{-5}$
99,0	$2,2682 \times 10^{-4}$
99,5	$4,5142 \times 10^{-4}$

Valor Médio = $2,1026 \times 10^{-5}$

Valor Pontual = $7,9354 \times 10^{-9}$

Tabela B.6 Distribuição das Probabilidades de Falhas para dois Circuitos Secundário Não Redundantes

Percentis (%)	Valor da Função
0,5	$7,8647 \times 10^{-9}$
1,0	$1,4932 \times 10^{-8}$
2,5	$2,6452 \times 10^{-8}$
5,0	$4,2971 \times 10^{-8}$
10,0	$8,9769 \times 10^{-8}$
20,0	$1,9716 \times 10^{-7}$
25,0	$2,6681 \times 10^{-7}$
30,0	$3,6996 \times 10^{-7}$
40,0	$6,3096 \times 10^{-7}$
50,0	$9,9740 \times 10^{-7}$
60,0	$1,5982 \times 10^{-6}$
70,0	$2,6778 \times 10^{-6}$
75,0	$3,7446 \times 10^{-6}$
80,0	$5,1429 \times 10^{-6}$
90,0	$1,6537 \times 10^{-5}$
95,0	$4,1446 \times 10^{-5}$
97,5	$9,1668 \times 10^{-5}$
99,0	$1,6088 \times 10^{-4}$
99,5	$3,8766 \times 10^{-4}$

Valor Médio = $1,0573 \times 10^{-5}$

Valor Pontual = $4,6414 \times 10^{-7}$

Tabela B. 7 Distribuição das Probabilidades de Falhas para o Sistema de Instrumentação e Controle

Percentis (%)	Valor da Função
0, 5	$2,5370 \times 10^{-8}$
1, 0	$3,2312 \times 10^{-8}$
2, 5	$5,8304 \times 10^{-8}$
5, 0	$8,4452 \times 10^{-8}$
10, 0	$1,3975 \times 10^{-7}$
20, 0	$2,5774 \times 10^{-7}$
25, 0	$3,0900 \times 10^{-7}$
30, 0	$3,7473 \times 10^{-7}$
40, 0	$5,2774 \times 10^{-7}$
50, 0	$7,8156 \times 10^{-7}$
60, 0	$1,0560 \times 10^{-6}$
70, 0	$1,4950 \times 10^{-6}$
75, 0	$1,7825 \times 10^{-6}$
80, 0	$2,2815 \times 10^{-6}$
90, 0	$4,5034 \times 10^{-6}$
95, 0	$6,9156 \times 10^{-6}$
97, 5	$1,1372 \times 10^{-5}$
99, 0	$1,5172 \times 10^{-5}$
99, 5	$1,8539 \times 10^{-5}$

Valor Médio = $1,8180 \times 10^{-6}$

Valor Pontual = $3,6337 \times 10^{-7}$

Tabela B.8 Distribuição das Probabilidades de Falhas no Sistema de Fornecimento de Energia Elétrica

Percentis (%)	Valor da Função
0,5	$2,0883 \times 10^{-10}$
1,0	$8,2361 \times 10^{-10}$
2,5	$2,7573 \times 10^{-9}$
5,0	$4,9129 \times 10^{-9}$
10,0	$1,1039 \times 10^{-8}$
20,0	$3,8593 \times 10^{-8}$
25,0	$5,7605 \times 10^{-8}$
30,0	$8,6323 \times 10^{-8}$
40,0	$1,6429 \times 10^{-7}$
50,0	$3,2726 \times 10^{-7}$
60,0	$6,9588 \times 10^{-7}$
70,0	$1,3051 \times 10^{-6}$
75,0	$2,1496 \times 10^{-6}$
80,0	$3,2943 \times 10^{-6}$
90,0	$8,7016 \times 10^{-6}$
95,0	$2,4065 \times 10^{-5}$
97,5	$4,6354 \times 10^{-5}$
99,0	$1,1059 \times 10^{-4}$
99,5	$1,3586 \times 10^{-4}$

Valor Médio = $5,3847 \times 10^{-6}$

Valor Pontual = $3,3634 \times 10^{-7}$

APÊNDICE C - SIMBOLOGIA

eventos de saída

eventos de entrada

Lógica "ou" - é usada quando um ou mais eventos são requeridos para produzir o evento de saída.

Lógica "e" - é usada quando todos os eventos de entrada são requeridos para produzir o evento de saída.

O Circuito define o elemento básico do sistema a ser analisado, caracterizado pelo tempo médio para falhar (MTTF) e o tempo médio de reparo (MTTR).

O triângulo simboliza a transferência de uma árvore para outra.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. BABCOCK & WILCOX CO. // Instruction Book-open-pool research reactor-IEA, São Paulo - Brasil . // New York, N. Y. Aug. 1957. v.1

2. BARLON, R.E. & PROSCHAN, F. // Statistical theory of reliability and life testing. // New York, N. Y. Holt, Rinehart and Winston , 1975

3. BOYER, B.C. // A computer-oriented approach to fault-tree cons - truction. // Washington. DC, Office of the Publications Board // (PB-260765)

4. FARMER, F.R. // Reactor safety and siting : a proposed risk criterion. Nucl. Safety, 8 : 539-48, 1967

5. FUSSEL, J. B. // A formal methodology for fault-tree construction. // Nucl. Sci. Engng. , 52 : 421 - 32, 1973

6. FUSSEL, J. B. & VESELY, W. E. // A new methodology for obtaining cut sets for fault-trees. // Trans Am. Nucl. Soc. 15 : 262, 1972

7. GARONE, J. G. M. // Cálculo do máximo acidente crível com o rea - tor IEA-R1. São Paulo . // (Dissertação de mestrado, Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares , em fase de conclusão)

8. GARRICK, B. J. // Principles of unifield systems safety analysis. // Nucl. Engng. Des. 13 (2) : 245 - 321 , 1970

9. GATELY, W. Y. ; STADDARD, D. W. ; WILLIAMS, R. L. // GO, a compu ter program for the reliability analysis to complex systems. //Colorado Springs, Colo., Kaman Sciences Corporation, 1968

10. GENERAL ATOMIC CO. // Instrumentation system operation and maintenance manual. // Sem local, Mar. 1975//(E-115-403)

11. GRANZIERA, M.R. // Análise de acidentes de criticalidade do reator de potência zero do Instituto de Energia Atômica. // São Paulo, 1978 // (Dissertação de mestrado, Escola Politécnica da Universidade de São Paulo)

12. HUKAI, R.Y.; SOUZA, J.A.; DIAS, A.M.; FAYA, A.J.G.; SZULAK C. ; PASQUALETTO, H.; NAKATA, H.; OLIVEIRA NETO, J.M.; ONUSIC Jr., J.; MATSUDA, K.; OJIMA, M.K. ; PELUSO, M.A. V.; SANTINA, M.D.; KOSAKA, N.; BALTAZAR, O.; CAROLLO-FILHO, S.P.; FAYA, S.C.S.; RODRIGUES, W.G. //Relatório de análise de segurança do IEA-R1 modificado. // São Paulo, Instituto de Energia Atômica , 1974.

13. KONGSO, H.E.// REDIS, a computer programs for system reliability analysis by direct simulation// In. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY.// Reliability of nuclear power plants: international symposium on ... Innsbruck, 14-18 April, 1975.//Viena, 1975. p. // (IAEA-SM-195/17)

14. McKNIGHT, C.W.; MODIEST, L.J.; SCHMIDT, N.E. //An automatic reliability mathematical model. In : RELIABILITY: proc. 1965 ann. symp. on ... Miami Beach, Fl., 1965, p. 518-31 apud COLOMBO, A.G. CADI - a computer code for system availability and reliability evaluation. Luxembourg, Commission of the European Communities, 1973. // (EUR-4940)

15. PANDE, P.K.; SPECTOR, M.E.; CHATTERJEE, P. Computerized fault tree analysis : TREEL and MICSUP. // Berkeley, Calif. University of California. Operations Research Center, Apr.1975. //(ORC-75-3). apud WORREL, R.B. & BURDICK, G.R. Qualitative analysis in reliability and safety studies. // IEEE Trans. Reliab. 25 (3) : 164-70 . 1976

16. PELUSO, M.A.V. // O sistema de controle e instrumentação do reator de potência zero do IEA e o cálculo de sua confiabilidade. // São Paulo, 1978 // (Dissertação de mestrado, Escola Politécnica da Universidade de São Paulo)

17. POWERS, G.J. & TOMPKINS Jr, F.C. // Fault tree synthesis for chemical processes. // A.I.Ch.E. Jl. , 20(2) : 376 - 97 , 1974

18. RAABE, P.H. ; HOUGHTON, W.J.; JOKSIMOVIC, V. // HTGR accident initiation and progression analysis status report. V.1 : Introduction and summary. // San Diego , Calif. , General Atomic Co. , Jan. 1976. // (GA-A-13613-volume 1)

19. RASMUSSEN, N.C. // Reactor safety study : an assessment of accident risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants // Washington , D.C. , U.S. Nuclear Regulatory Commission, Oct , 1975. // (WASH - 1400)

20. RUMBLE, E.T. ; LEVERENZ Jr , F. L. ; ERDMANN, R.C. // Generalized fault tree analysis for reactor safety . // Palo Alto. Calif. Electric Power Research Institute, Jun. 1975. // (EPRI-217-2-2)

21. SEMANDERES, S.N. // ELRAFT, a computer program for efficient logic reduction analysis of fault trees. // IEEE Trans. Nucl. Sci, 18(1) : 418- 7, 1971

22. STARR, C. // Social benefit versus technological risk. //Science, 165 : 1232 - 8 , 1969

23. TENENBAUM , S. // O Sistema de Controle e Instrumentação do IEA-R1. // São Paulo, Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, 1978. (Relatório interno)

24. UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISION. //Reactor safety study : an assessment of accident risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants. Appendix 3 - Failure date. // Washington, D.C. , Aug. 1974 // (WASH-1400- Draft)

25. VAN SLYKE, W.J & GRIFFING, D.E.// ALLCUTS, a fast, comprehensive fault tree analysis code . // Richland, Wash. , Atlantic Richfield Hanford Company, Jul. 1975 // (ARH-ST-112)

26. VESELY, W.E. & NARUM, R.E. // PREP and KITT computer codes for the automatic evaluation of a fault tree. // Idaho Falls, Idaho, Idaho Nuclear Corporations , 1970. // (IN-1349)

27. WILLIS, C.A. // Statistical safety of power reactor . // Canoga Park, Calif. , Atomics International, 1965. // (AI-65-Memo212) apud HANNOM, W.H. ; GAVIGAN, F.X.; EMON, D.E. // Reliability and safety analysis methodology in the nuclear programs of ERDA. // IEEE Trans Reliab. 25 (3) : 140-6, 1976

28. WISE, M.J. // The United States nuclear plant reliability data pro-

gram. // In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. // Reliability of nuclear power plants, proceed.of a Symposium on ..., held Innsbruck, Austria from 14 to 18 April. 1975. //p. 3-19

29. WOODCOCK, E. R. // The calculation of reliability of systems : the program NOTED, // Risley, UKAEA Health and Safety Branch, 1971 // (AHSB(S)R-153)