

✓ BC8003772



9/3/20

**O SISTEMA DE CONTROLE E INSTRUMENTAÇÃO DO REATOR DE  
POTÊNCIA ZERO DO IEA E O CÁLCULO DE SUA CONFIABILIDADE**

Marcos Antonio Vieira Peluso

DISSERTAÇÃO E TESE - IEA 047  
IEA-DI-047

MARÇO/1978

**O SISTEMA DE CONTROLE E INSTRUMENTAÇÃO DO REATOR DE  
POTÊNCIA ZERO DO IEA E O CÁLCULO DE SUA CONFIABILIDADE**

**Marcos Antonio Vieira Peluso**

**Dissertação para obtenção do Título de "Mestre em  
Engenharia" – Orientador Prof. Dr. Yoshiyuki Hukui.  
Apresentada e defendida em 1º de julho de 1977,  
na Escola Politécnica da Universidade de São Paulo.**

**APROVADA PARA PUBLICAÇÃO EM JULHO/1977**

**CONSELHO DELIBERATIVO**

**MEMBROS**

Klaus Reinach - Presidente  
Roberto D'Utra Vaz  
Helcio Modesto de Costa  
Ivano Humbert Marchesi  
Admar Cervellini

**PARTICIPANTES**

Regina Elisabete Azevedo Beretta  
Flávio Gori

**SUPERINTENDENTE**

Rômulo Rizzato Pironi

**INSTITUTO DE ENERGIA ATÔMICA**  
Caixa Postal 11.049 (Pinheiros)  
Cidade Universitária "Armando de Salles Oliveira"  
SÃO PAULO - BRASIL

## ÍNDICE

	Página
<b>1 – INTRODUÇÃO</b> .....	<b>1</b>
<b>2 – O SISTEMA DE INSTRUMENTAÇÃO E CONTROLE DE REATORES NUCLEARES</b> ....	<b>2</b>
2.1 – Princípios Básicos .....	2
2.2 – Atribuições do SIC .....	3
2.3 – Os Critérios Básicos de Projeto .....	3
2.3.1 – Quanto ao Funcionamento .....	3
2.3.2 – Critério de Falha Simples .....	4
2.3.3 – Qualidade dos Componentes .....	4
2.3.4 – Qualificação do Equipamento .....	4
2.3.5 – Redundância .....	4
2.3.6 – Diversificação .....	4
2.3.7 – Falha em Favor da Segurança .....	5
2.3.8 – Interação entre os Sistemas de Controle e Proteção .....	5
2.3.9 – Conferências do Funcionamento dos Sensores .....	5
2.3.10 – Teste e Calibração .....	5
2.3.11 – Irreversibilidade da Ação Protetora .....	5
2.3.12 – Proteção Manual .....	5
2.4 – Conclusões .....	6
<b>3 – DESCRIÇÃO DO REATOR DE POTÊNCIA ZERO DO I.E.A.</b> .....	<b>6</b>
3.1 – Finalidades e Características do RPZ .....	6
3.2 – Descrição das Instalações .....	6
3.3 – O Conjunto Cama e Mesa .....	8
3.4 – As Barras Absorvedoras .....	8
3.5 – As Fontes de Nêutrons .....	11
<b>4 – SISTEMA DE INSTRUMENTAÇÃO E CONTROLE DO RPZ</b> .....	<b>11</b>
4.1 – Introdução .....	11
4.2 – As Funções do SIC .....	11
4.2.1 – Funções de Controle .....	12
4.2.1.1 – Controle da Mesa Móvel .....	12
4.2.1.2 – Controle das Barras Absorvedoras .....	13
4.2.1.2a – As Barras de Controle .....	14
4.2.1.2b – As Barras de Segurança .....	14

4.2.1.3 – Controle da Posição da Fonte de Nêutrons .....	14
4.2.2 – Funções de Segurança .....	15
4.2.2.1 – Parada do Movimento de Aproximação das Mesas .....	15
4.2.2.2 – Inserção Rápida das Barras Absorvedoras .....	15
4.2.2.3 – SCRAM .....	16
4.2.3 – Funções de Acompanhamento de Processo .....	17
4.3 – Descrição do Equipamento .....	18
4.3.1 – Aspectos Gerais .....	18
4.3.2 – As Bases do Projeto .....	18
4.3.3 – A Instrumentação Nuclear .....	19
4.3.3.1 – Aspectos Gerais .....	19
4.3.3.2 – Canais 1 e 2 .....	20
4.3.3.3 – Canais 3 e 4 .....	22
4.3.3.4 – Canais 5 e 6 .....	22
4.3.3.5 – Canais 7 e 8 .....	22
4.3.3.6 – Canal 9 .....	26
4.3.3.7 – Detetores de Criticalidade .....	26
4.3.4 – Instrumentação Auxiliar .....	29
4.3.4.1 – Medida de Temperatura no Reator .....	29
4.3.4.2 – Gradiente de Temperaturas nos Elementos de Combustível .....	30
4.3.4.3 – Condições Atmosféricas da Célula do Reator .....	30
4.3.4.4 – Medida de Posição da Mesa Móvel .....	30
4.3.4.5 – Medida de Separação dos Quatro Cantos .....	30
4.3.4.6 – Medida de Inserção das Barras Absorvedoras .....	31
4.3.4.7 – Detecção de Fogo .....	31
4.3.4.8 – Circuito Fechado de Televisão .....	31
4.3.4.9 – Controle Automático .....	31
4.3.5 – Circuitos de Protecção .....	32
4.3.5.1 – Circuito de Potência de Controle .....	32
4.3.5.2 – Circuito de Acionamento da Mesa .....	32
4.3.5.3 – Circuito de SCRAM .....	32
4.3.5.4 – Circuito do Motor de Separação de Emergência Auxiliar .....	40
4.3.5.5 – Circuito das Barras Absorvedoras .....	40
4.4 – O Painel de Controle .....	40
4.4.1 – Descrição Geral .....	40
4.4.2 – Os Designadores .....	44
4.4.3 – Painel de Alarme .....	44
4.4.3.1 – Alarme Vermelho .....	44
4.4.3.2 – Alarme de Radiação Gama .....	50
4.4.3.3 – Alarme Operacional .....	50
4.4.3.4 – Condições de Excepção (Curto-Circuito de Bloqueio CC) .....	51
4.4.4 – A Alimentação Elétrica do Painel .....	51
<b>5 – CÁLCULO DA CONFIABILIDADE DO SISTEMA DE SEGURANÇA DO RPZ .....</b>	<b>51</b>
5.1 – Aspectos Gerais .....	51

5.2 – Definições Básicas .....	61
5.2.1 – Confiabilidade (C) .....	61
5.2.2 – Disponibilidade (D) .....	61
5.2.3 – Taxa de Falhas ( $\lambda$ ) de um Ítem .....	61
5.2.4 – Tempo Médio entre Falhas (TMEF) .....	61
5.2.5 – Tempo Médio para Reparos (TMPR) .....	61
5.2.6 – Cálculo da Confiabilidade e da Disponibilidade .....	61
5.2.7 – Cálculo da Confiabilidade Utilizando Análise por Árvore de Falhas .....	65
5.3 – Árvore de Falhas do Sistema de Segurança do RPZ .....	65
5.4 – Quantificação da Árvore de Falhas .....	70
<b>6 – CONCLUSÕES .....</b>	<b>73</b>
6.1 – Resultados .....	73
6.2 – Recomendações .....	74
<b>APÊNDICE A – DESCRIÇÃO DO PROGRAMA SAFTE-II .....</b>	<b>75</b>
1 – Escolha do Tipo de Programa .....	75
2 – O Programa SAFTE-II .....	75
3 – Descrição do Programa .....	76
3.1 – O Programa Principal .....	76
3.2 – Subrotina RANDIN .....	76
3.3 – Subrotina SETLOG .....	76
3.4 – Subrotina SEQNCE .....	76
3.5 – Subrotina LOGIC .....	76
3.6 – Subrotina SUM .....	76
3.7 – Subrotina EDIT .....	77
3.8 – Funções GAUSS e EXPRN .....	77
3.9 – Descrição dos Cartões de Entrada .....	77
3.10 – Descrição da Saída .....	78
3.11 – O Cálculo da Confiabilidade .....	79
<b>APÊNDICE B – SIMBOLOGIA .....</b>	<b>79</b>
<b>REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS .....</b>	<b>83</b>

# O SISTEMA DE CONTROLE E INSTRUMENTAÇÃO DO REATOR DE POTÊNCIA ZERO DO IEA E O CÁLCULO DE SUA CONFIABILIDADE

Marcos Antonio Vieira Peluso

## RESUMO

Neste trabalho é descrito o Sistema de Instrumentação e Controle do Reator de Potência Zero do Instituto de Energia Atômica, e são apresentados e discutidos os critérios básicos utilizados no seu projeto.

Foi realizada uma análise da confiabilidade do sistema de proteção do reator através de árvore de falhas. A quantificação da árvore de falhas foi feita por meio de um programa de computador baseado em simulação pelo método de Monte Carlo. Este programa é uma adaptação do programa SAFTE-I para utilização no computador IBM 360/155 do IEA. (Autor)

## 1 - INTRODUÇÃO

O Instituto de Energia Atômica vem desenvolvendo, desde 1973, o projeto de uma instalação nuclear contendo uma Unidade Crítica denominada Reator de Potência Zero (RPZ). O objetivo principal desse projeto é o de utilizar esta instalação na formação de recursos humanos especializados em energia nuclear para suprir a crescente demanda ocasionada pela intensificação das atividades nucleares no País.

As Unidades Críticas constituem o equipamento nuclear de mais vasta aplicação no treinamento e na pesquisa dos aspectos neutrônicos da engenharia de reatores. Com o objetivo de maximizar a participação da indústria nacional no fornecimento de equipamentos para o RPZ e treinar os engenheiros do IEA na elaboração de projetos de instalações nucleares, ficou estabelecido que este projeto seria feito inteiramente no Brasil. Aos engenheiros nucleares do IEA coube a coordenação do projeto, a elaboração das especificações, o acompanhamento e fiscalização das obras e componentes do reator.

O projeto foi inicialmente dividido nos seguintes sistemas principais:

- 1 - Prédios
- 2 - Tratamento e condicionamento de ar
- 3 - Sistema de fornecimento de energia elétrica e iluminação
- 4 - Conjunto cama e mesa do reator
- 5 - Mecanismo de acionamento das barras de controle
- 6 - Mecanismo de acionamento das fontes de nêutrons
- 7 - Sistema de Instrumentação e Controle
- 8 - Projeto Neutrônico
- 9 - Moderador
- 10 - Combustível
- 11 - Equipamentos associados: ponte rolante, plataforma de carga de combustível, blindagem, etc.

Devido à nossa especialização em sistemas de instrumentação e controle de centrais nucleares, recebemos a incumbência de projetar o Sistema de Instrumentação e Controle (SIC) do RPZ. Os princípios básicos que regem os projetos para este tipo de sistema são os mesmos, qualquer que seja o porte ou a finalidade do reator.

Considerando que este projeto foi o primeiro a ter uma concepção inteiramente nacional, fomos recomendados a apresentar neste trabalho os princípios básicos do projeto, bem como uma descrição geral do funcionamento do SIC visando produzir uma dissertação que servisse de subsídio aos estudantes e pesquisadores interessados em trabalhar no campo da instrumentação e controle de reatores nucleares no Brasil.

Os princípios básicos que orientaram o desenvolvimento do projeto são apresentados no Capítulo II deste trabalho.

Como a tarefa específica consistiu no projeto do Sistema de Instrumentação e Controle do Reator de Potência Zero do IEA, no Capítulo III é apresentada uma descrição resumida do RPZ, suas instalações e modo de funcionamento.

Como o RPZ deve possibilitar uma grande variedade de experiências, o projeto do SIC foi feito para cobrir uma ampla faixa de aplicações. Para cada experiência específica que corresponda a um novo arranjo dos elementos de combustível no núcleo do reator, é necessário fazer uma reavaliação do SIC. De qualquer forma, existe um conjunto mínimo de funções e componentes do sistema que é básico para qualquer arranjo. Este conjunto mínimo, que chamaremos de Sistema de Instrumentação e Controle de referência, está descrito e é discutido no Capítulo IV.

A segurança é o aspecto mais importante do projeto e operação dos SICs de reatores nucleares. Por esta razão, foi desenvolvida neste trabalho uma análise da confiabilidade do SIC do RPZ pelo método da árvore de falhas. No Capítulo V são dados os princípios da teoria da confiabilidade e é descrita a metodologia da análise utilizada neste trabalho.

Como a prática da utilização de análises da confiabilidade de sistemas é recente no IEA, devendo tornar-se cada vez mais frequente no decorrer dos próximos anos, adaptamos um programa de computação baseado no método de Monte Carlo para a quantificação das árvores de falhas. Este programa permite calcular a confiabilidade e disponibilidade de sistemas complexos e, portanto, identificar os pontos fracos destes sistemas, partindo-se da árvore de falhas e dos dados sobre falhas e tempos de reparo para cada um dos componentes do sistema. O programa é descrito no Apêndice A.

## **2 – O SISTEMA DE INSTRUMENTAÇÃO E CONTROLE DE REATORES NUCLEARES**

### **2.1 – Princípios Básicos**

Apesar das diferenças de complexidade e porte entre os sistemas de instrumentação e controle dos reatores nucleares destinados à pesquisa e os destinados à produção de energia elétrica, os princípios básicos do projeto permanecem inalterados, quando analisados quanto aos aspectos nucleares ou de segurança.

O sistema de Instrumentação e Controle (SIC) deve abranger todas as funções de controle e proteção do reator, ou da usina, bem como fornecer todas as informações concernentes aos parâmetros físicos que descrevem e definem as condições nas quais o reator é operado.

O SIC compreende todos os sensores de parâmetros físicos, transdutores, pré-amplificadores, cabos, processadores de sinais, controladores, indicadores locais e remotos, registradores, painéis de alarme e sinalização, computadores associados ao processo de controle e proteção, elementos terminais de controle como válvulas e aquecedores elétricos, circuitos lógicos de proteção do pessoal de operação e do equipamento, etc.



As atribuições do SIC variam de acordo com os tipos e as finalidades dos reatores aos quais se destina. Assim sendo, existe uma faixa bastante ampla de conceitos diferentes de sistemas de instrumentação. Em um extremo desta faixa situa-se a instrumentação destinada a reatores experimentais e protótipos com maior potencial de acidentes (reatores com coeficiente de reatividade positivo, reatores cujo comportamento nuclear não é suficientemente conhecido, etc.), cuja característica principal é a ênfase que se dá à segurança e que requer maior atenção do operador.

No outro extremo, está a instrumentação destinada a reatores considerados inerentemente seguros (reatores com coeficientes de reatividade negativos e de configuração bem conhecida). Neste caso, as circunstâncias permitem que seja utilizado o controle automático em quase todas as fases de operação, minimizando a necessidade de interferência do operador, e possibilitando maior tempo na supervisão dos processos de controle.

De qualquer maneira, a preocupação com a segurança é comum a todos os projetos de SICs para reatores nucleares. A característica que mais diferencia este tipo de SIC dos utilizados em usinas térmicas convencionais ou em processos industriais, é o cuidado com a segurança, pois as normas que regem o projeto e a instalação de reatores nucleares são as mais rígidas.

## 2.2 – Atribuições do SIC

O SIC deve fornecer meios de variar a potência do reator do nível zero ao nível de operação e vice-versa, mantendo todos os parâmetros físicos dentro dos limites de segurança prescritos. Além disso, deve fornecer proteção automática e exercer ação apropriada de controle contra uma operação insegura ou imprópria do reator, tanto durante operação em regime estacionário como em regime transitório.

É também função do SIC controlar e proteger todos os sistemas auxiliares do reator, fornecer dados sobre o nível de radiação em vários pontos da instalação nuclear e informações sobre as condições atmosféricas do local.

## 2.3 – Os Critérios Básicos de Projeto

Como foi dito anteriormente, a principal característica dos SICs de usinas nucleares é a exaustiva análise do projeto dos sistemas de proteção e rigorosa especificação dos componentes destes sistemas.

O projeto de um SIC para uma usina nuclear comercial deve obedecer aos requisitos básicos previstos nas normas nucleares conforme descritas nas Refs.<sup>(18,20,21)</sup>. Por outro lado, dado as condições de variabilidade dos parâmetros operacionais, os reatores de pesquisa, apesar de serem menos complexos, exigem tanto ou mais cuidado com o seu sistema de proteção Ref.<sup>(22)</sup>. Os critérios básicos para os sistemas de proteção para ambos os tipos de reatores nucleares são:

### 2.3.1 – Quanto ao Funcionamento

O sistema de proteção de um reator nuclear deve, com precisão, iniciar automaticamente a ação protetora toda vez que um parâmetro monitorado pelo sistema atingir o nível limite permitido. No projeto, devem ser previstas as variações de tensão, frequência, temperatura, umidade, pressão e vibração, que podem danificar os instrumentos ou modificar o desempenho do sistema. Devem ainda ser considerados os acidentes que podem atingir fisicamente os instrumentos, tais como fogo, explosão, mísseis, raios, enchentes, ventos fortes, etc.

### 2.3.2 – Critério de Falha Simples

Qualquer falha simples dentro do sistema de proteção não deve impedir que o sistema exerça suas funções protetoras.

Por falha simples entende-se falha de um único componente do sistema. Pode-se citar, como exemplos de falha simples, o curto circuito ou a abertura de um cabo elétrico, o sobre-aquecimento de um amplificador, ou mesmo o dano mecânico causado a uma chave multi-estágios, que pode criar problemas em mais de um canal. Ref. <sup>(20)</sup>

### 2.3.3 – Qualidade dos Componentes

O nível da qualidade dos componentes varia de acordo com a importância da ação protetora do sistema a que pertence. O menor nível deve ainda atender aos requisitos de mínima necessidade de manutenção e baixa taxa de falhas. Normalmente, os sistemas de proteção satisfazem o nível de qualidade GA-1 (Garantia de Qualidade I) que compreende toda a sistemática dos programas de Garantia da Qualidade Nuclear.

### 2.3.4 – Qualificação do Equipamento

Todo equipamento deve ser submetido a testes que verifiquem na prática todas as características especificadas, provando, através de extrapolações convenientes, que o equipamento pode cumprir suas funções adequadamente durante um tempo pré-determinado.

### 2.3.5 – Redundância

O sistema de proteção de um reator nuclear deve ter pelo menos dois canais independentes para cada função. Desta forma, o defeito de um deles não afeta o desempenho do sistema.

O grau de confiabilidade de um sistema de proteção aumenta com o número de canais redundantes. No caso de reatores destinados à produção de energia elétrica, deve-se procurar uma melhora da disponibilidade<sup>(\*)</sup> do reator, pois um desligamento devido à alarme falso provoca um enorme prejuízo para a companhia de eletricidade que possui a usina nuclear. Refs. <sup>(27,36)</sup>

Para conciliar segurança com disponibilidade, são utilizados canais de proteção ligados aos sistemas de desligamento por lógicas do tipo 2 em 3 ou 2 em 4. Isto significa que existem 3 ou 4 canais redundantes. A ação de segurança só tem lugar quando 2, entre os 3 ou 4 canais, denunciarem mal funcionamento. Desta forma consegue-se diminuir o número de desligamentos do reator causados por falsos alarmes.

No caso dos reatores de pesquisa não existe preocupação com falsos desligamentos pois as implicações econômicas são geralmente desprezíveis. Por esta razão, são utilizados circuitos de lógica 1 em 2, 1 em 3, 1 em 4, etc.

### 2.3.6 – Diversificação

O critério de diversificação é utilizado para evitar que canais redundantes sejam inutilizados por uma falha comum.

---

(\*) Disponibilidade:  $\frac{\text{tempo de operação da usina}}{\text{tempo de operação} + \text{tempo desligado}}$  (veja secção 6.2.2)

Existem dois tipos básicos de diversificação: a funcional e a de localização.

A diversificação funcional é obtida utilizando-se componentes de fabricantes diferentes para os canais redundantes e fontes de alimentação totalmente separados. Nas usinas nucleares de grande porte o sistema de proteção é formado por três sub-sistemas redundantes, cada um deles ligado a uma fonte de alimentação independentemente altamente confiável.

A diversificação de localização existe para evitar danos físicos em canais redundantes provocados por fogo, mísseis, vibrações, explosões, etc. Existem normas que regulam as distâncias entre módulos, cabos, fontes de alimentação e demais componentes dos canais redundantes Ref.<sup>(21)</sup>.

### **2.3.7 – Falha em Favor da Segurança**

O sistema de proteção deve ser projetado de modo que qualquer falha de um componente deve sempre fazer com que o sistema atue no sentido de aumentar o nível de segurança. Pode-se citar como exemplo, o caso das barras de controle, que são inseridas no núcleo do reator por ação da gravidade toda vez que a corrente elétrica nos magnetos é interrompida.

### **2.3.8 – Interação entre os Sistemas de Controle e Proteção**

Qualquer equipamento utilizado com a dupla finalidade de proteger e controlar o reator deve ser classificado como parte do sistema de proteção e, portanto, deve cumprir todos os requisitos inerentes à esta função.

O sinal transmitido pelo sistema de proteção ao sistema de controle deve passar por um dispositivo isolador de sinais, para evitar que falhas no segundo sistema criem problemas no primeiro. O dispositivo isolador é considerado como parte do sistema de proteção, devendo cumprir todos os requisitos desta função.

### **2.3.9 – Conferências do Funcionamento dos Sensores**

Devem existir meios de conferir com elevado grau de confiança, o funcionamento dos sensores durante operação normal do reator.

### **2.3.10 – Teste e Calibração**

Alguns instrumentos precisam ser submetidos a testes em intervalos menores do que o intervalo entre dois desligamentos sucessivos normais da usina nuclear. Por esta razão estes instrumentos devem poder ser testados durante operação. Quando isto ocorre, o operador deve ser continuamente alertado da situação durante todo o período em que o instrumento permanecer inativo.

### **2.3.11 – Irreversibilidade da Ação Protetora**

As ações do sistema de proteção devem ser irreversíveis, isto é, uma vez iniciadas elas devem ser terminadas. O retorno à operação só pode ser feito através de uma ação consciente e deliberada do operador.

### **2.3.12 – Proteção Manual**

As ações protetoras devem poder ser iniciadas manualmente em qualquer nível.

## 2.4 – Conclusões

Os critérios apresentados se aplicam a todos os tipos de reatores. Como todo projeto de engenharia, é necessário ater-se a um certo grau de bom senso para evitar extravagâncias que possam afetar de algum modo a segurança de operação do reator nuclear.

Assim, uma preocupação obsessiva com a segurança pode levar o projetista a formular um sistema de proteção super-dimensionado, de custo proibitivo, e que acabe provocando um baixo fator de disponibilidade da usina. É o caso típico da utilização de lógica 1 em 4 ao invés de lógica 2 em 3.

Obedecendo-se aos critérios básicos para projeto, conhecendo-se profundamente o processo que se pretende controlar e tendo em mãos dados sobre a confiabilidade dos componentes que serão utilizados, é possível otimizar uma solução de compromisso entre confiabilidade, custos e fator de disponibilidade do reator.

No projeto do Sistema de Controle e Instrumentação para o Reator de Potência Zero do IEA não foram considerados os fatores custo e disponibilidade. Procurou-se otimizar a segurança, sem cair em exageros desnecessários. Isto foi possível graças a análise da confiabilidade do sistema e à rígida observação dos critérios para projeto, considerados neste capítulo.

## 3 – DESCRIÇÃO DO REATOR DE POTÊNCIA ZERO DO I.E.A.

### 3.1 – Finalidades e Características do RPZ

O Reator de Potência Zero, RPZ, tem basicamente duas finalidades: a formação de técnicos especializados em engenharia nuclear e a pesquisa sobre parâmetros neutrônicos de reatores. A configuração estrutural do RPZ permite estudos sobre qualquer tipo de reator de fissão nuclear em escala real, o que o torna um poderoso instrumento de pesquisa. Refs. <sup>(11,16,32)</sup>. Estas atribuições fazem com que o RPZ apresente características que o diferenciam dos tipos mais comuns de reatores.

Como uma das características de projeto do RPZ é a flexibilidade, espera-se que, ao longo de sua vida, uma grande variedade de arranjos experimentais sejam estudados nesse reator. Isso aumenta a probabilidade de que ocorra uma sobrecarga de massa físsil no reator, tornando imperativo o estabelecimento de procedimentos administrativos bastante restritivos e cuidados especiais no projeto dos mecanismos de proteção.

O RPZ é projetado para trabalhar normalmente em um nível de potência baixa, originando-se daí o nome Reator de Potência Zero. O projeto prevê a operação em 1 Kw, para operação contínua, ou 10 Kw para curtos intervalos de tempo. Nestes níveis de potência é totalmente desnecessário em sistema de refrigeração, pois a simples convecção natural do ar ambiente é suficiente para resfriar o reator. Outro aspecto importante da baixa potência, é que a taxa de fissões é pequena e, conseqüentemente, após um período de operação, a concentração de materiais radioativos é também pequena, tornando possível o acesso ao centro do núcleo do reator logo após o seu desligamento. Ref. <sup>(14)</sup>.

### 3.2 – Descrição das Instalações

O RPZ, devido às suas características e finalidades peculiares, exige instalações especiais, tanto para o reator propriamente dito como para todo o equipamento e pessoal associados. Estas instalações serão localizadas na área do IEA, na Cidade Universitária, em São Paulo.

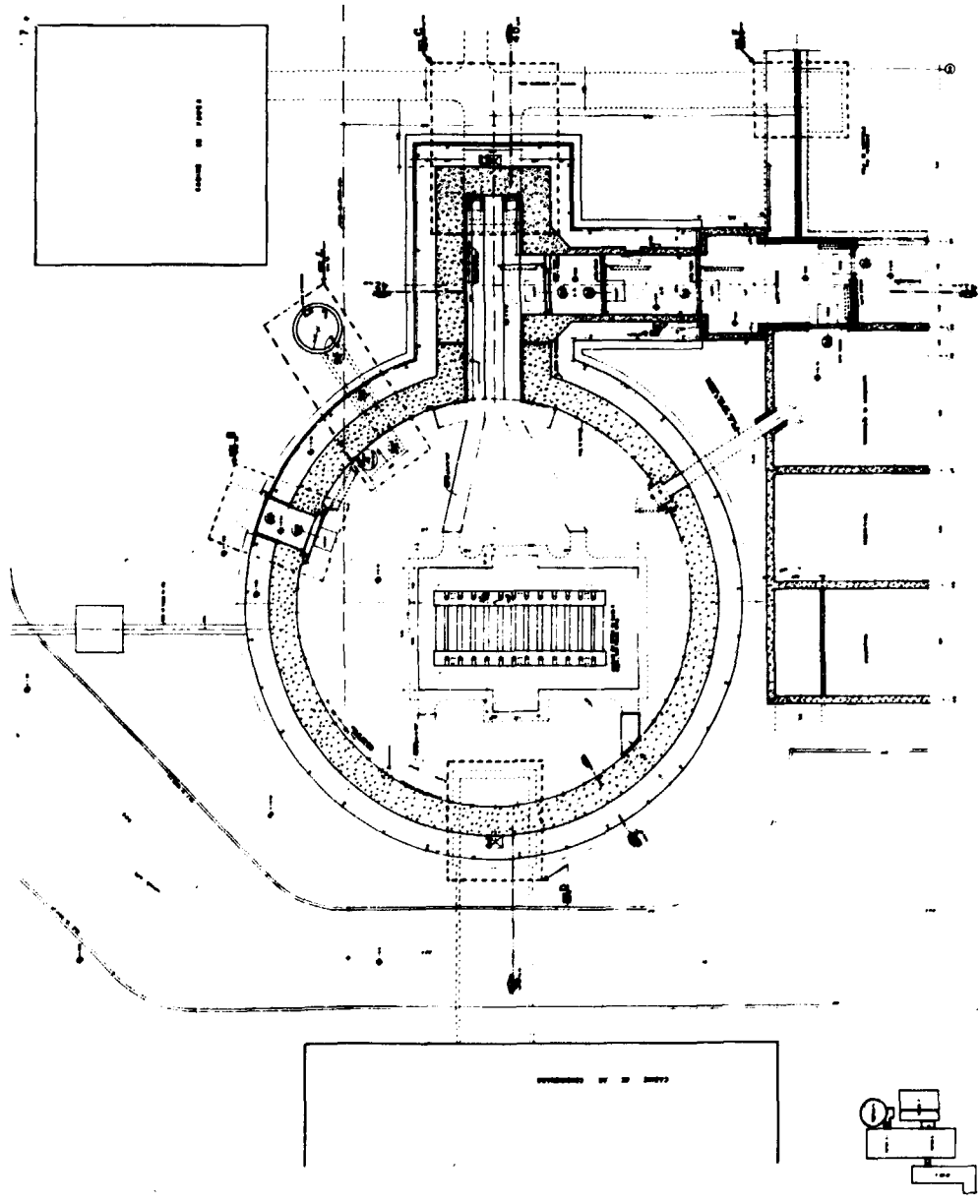


Figure 3.1

A sala que contém o reator, chamada célula do reator ou "Setor 5", é um edifício cilíndrico de 17 m de diâmetro interno e 10 m de altura, construído com paredes de concreto armado de 1,20 m de espessura capaz de resistir a uma explosão interna de 45 kg de TNT e que tem a função de servir de blindagem biológica. Figura 3.1.

Envolvendo completamente a célula do reator e separada da 1 metro da superfície externa da parede, existe uma estrutura metálica revestida com chapa de aço soldadas, de 4,76 mm de espessura. Esta membrana tem a função de impedir que produtos gasosos da célula do reator, que podem eventualmente estar contaminados por materiais radioativos, atinjam a atmosfera externa. O ar contido no volume compreendido entre a parede externa da célula do reator e a parede interna da membrana é mantido durante todo o tempo a uma pressão de 5 mm de Hg abaixo da pressão atmosférica. Desta forma, os eventuais vazamentos da membrana serão de fora para dentro desse espaço.

Os acessos à célula são todos feitos através de ante-câmaras, com pelo menos duas portas interbloqueadas, i.e., portas que não podem ser abertas simultaneamente.

As penetrações para os cabos elétricos obedecem a um rigoroso padrão de selagem. Para entrar na célula, cada cabo passa por dois "prensa-cabos", um de cada lado da parede de concreto.

### 3.3 - O Conjunto Cama e Mesa

O combustível nuclear e o moderador, que constituem o núcleo do reator, são montados sobre um conjunto mecânico denominado "cama e mesa".

Este conjunto "cama e mesa" é constituído basicamente de uma estrutura inferior (cama) de 7,0 m de comprimento por 2,65 m de largura e de duas mesas de 3,70 m de largura e 2,40 m de comprimento cada uma. As mesas são montadas sobre a cama, sendo uma delas fixa e a outra móvel, na direção da maior dimensão da cama. A Figura 3.2 mostra uma vista em perspectiva do reator.

A função básica deste conjunto é possibilitar que o reator nuclear possa ser dividido em duas partes subcríticas, o que é conseguido pela movimentação da mesa móvel.

A mesa móvel é acionada por um parafuso preso a porcas suportas de esferas e movido por um sistema de motores, embreagens e caixa de transmissão.

Existem três motores elétricos para acionamento normal da mesa, um para cada velocidade e com atuação restrita a um determinado intervalo de separação. A separação rápida das mesas é obtida por um motor elétrico independente que pode ser substituído por um motor de emergência movido por ar comprimido.

O conjunto foi projetado para suportar cargas de até 160 toneladas (80 ton. por mesa), sem comprometer o desempenho mecânico. O movimento da mesa apresenta uma reproduzibilidade geométrica de 0,02 mm em posição fechada. Ref. (32) (\*)

### 3.4 - As Barras Absorvedoras

O controle da reação nuclear é efetuado através da movimentação das barras absorvedoras de nêutrons, que são atuadas por mecanismos que possibilitam posicioná-las no interior do núcleo do reator. A Figura 3.3 mostra uma vista geral de um destes mecanismos.

---

(\*) Veja também "Relatório sobre os testes do conjunto cama e mesa" de R. Y. Hukal, em fase de preparação para ser publicado como Informações IEA.

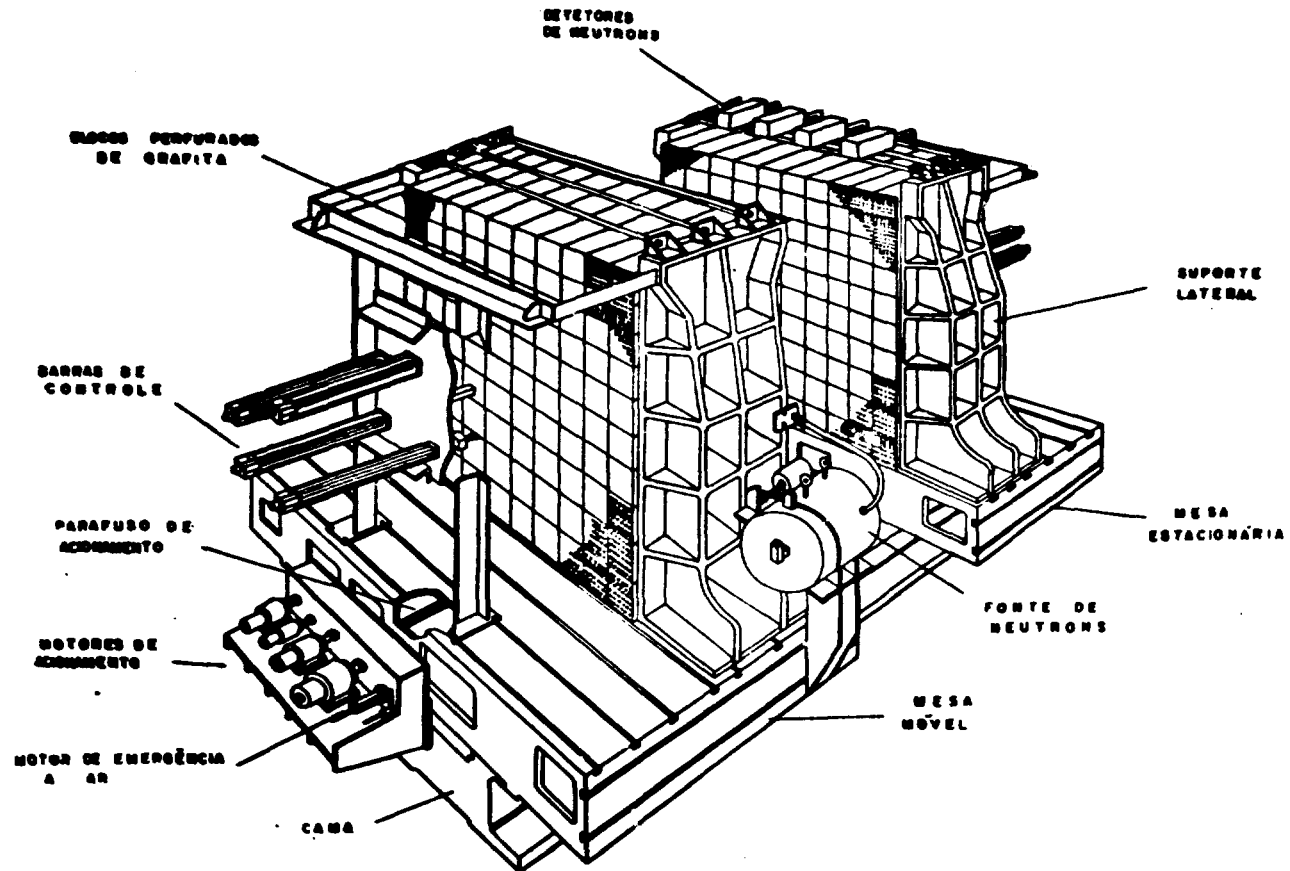


Figura 3.2 - Vista Geral do Reator

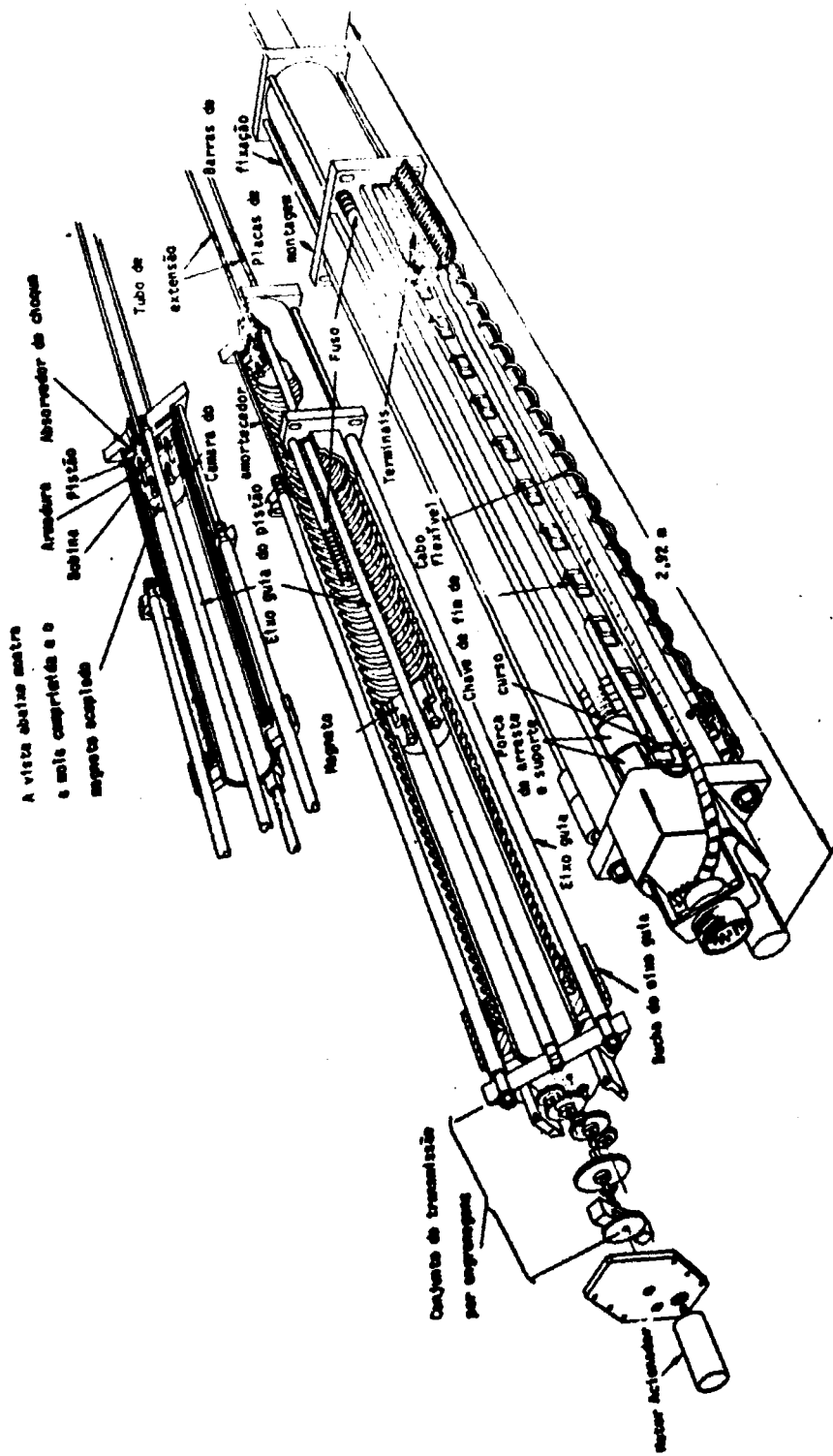


Figura 3.3 - Vista Geral de Barra de Controle



Cada uma das barras é presa a um mecanismo independente através dos tubos de extensão. Os tubos de extensão são acoplados ao pistão, que pode ser considerado como parte da armadura de um magneto cilíndrico. A mola força o pistão a permanecer na extremidade que corresponde a posição "barra totalmente inserida no reator".

Quando o motor é acionado no sentido "inserir", o parafuso de acionamento move o magneto para a direita, por meio de porcas de arraste. Neste movimento, a mola é comprimida.

Quando o magneto energizado encosta no pistão, é completado o acoplamento eletro-magnético. A partir deste instante, a barra absorvedora acompanha o movimento das porcas de arraste, mantendo a mola sempre comprimida.

Se a corrente do magneto é interrompida, a mola empurra rapidamente o pistão contra o encosto, o que corresponde a inserir totalmente a barra absorvedora no reator.

### 3.5 – As Fontes de Nêutrons

As fontes de nêutrons servem para estimular o início da reação nuclear em cadeia. No RPZ, para cada metade do reator existe uma fonte de nêutrons junto à parede lateral do reator.

Dado a necessidade de possibilitar o livre acesso ao reator nos períodos em que ele está desligado, um mecanismo de acionamento, constituído basicamente de um cabo flexível e de um motor acionador, permite a retirada das fontes de nêutrons, por acionamento remoto para dentro de um tambor blindado.

## 4 – SISTEMA DE INSTRUMENTAÇÃO E CONTROLE DO RPZ

### 4.1 – Introdução

Neste capítulo é feita uma descrição de todo o sistema, mostrando as razões que motivaram a escolha de um determinado instrumento ou a configuração de um certo circuito.

O Sistema de Instrumentação e Controle do RPZ foi projetado segundo as normas americanas da IEEE (Institute of Electrical and Electronics Engineers) e os requisitos da NRC (Nuclear Regulatory Commission) para sistemas análogos utilizados em reatores de potência. Foram utilizadas normas estrangeiras porque, até o presente momento, não existem normas brasileiras sobre o assunto.

A maior parte do sistema, exceto os sensores e respectivos pré-amplificadores e cabos, está instalada em gabinetes apropriados localizados na sala de controle.

A penetração dos cabos na célula do reator é feita através de passagens seladas que evitam a transferência do ar da célula para o exterior. Os sinais redundantes são enviados por cabos completamente separados entre si.

### 4.2 – As Funções do SIC

As funções do SIC foram divididas em:

- a) Funções de Controle

- b) Funções de Segurança
- c) Funções de Acompanhamento de Processos

#### 4.2.1 – Funções de Controle

As principais funções de controle do RPZ são:

- a) Movimentar a mesa móvel
- b) Movimentar as barras absorvedoras
- c) Inserir ou retirar as fontes de nêutrons

Além destas, existem ainda as funções de controle do ar condicionado da célula do reator e prédio de serviços, da posição da plataforma de carregamento, das válvulas que isolam a célula e outros de menor importância.

##### 4.2.1.1 – Controle da Mesa Móvel

Para tornar o reator crítico, é necessário que as duas mesas estejam juntas e pelo menos uma barra de controle seja retirada. Não deve ser possível obter criticalidade somente com a junção das duas metades do reator. Existem rigorosos critérios de projeto e rígidos procedimentos administrativos para impedir que isto ocorra. Mesmo assim, a velocidade de aproximação das mesas foi limitada de maneira a impedir que exista uma inserção de reatividade superior à 0,02% de  $\Delta k/k$  por segundo em qualquer instante. Ref. (22).

Estudos feitos por P. E. G. dos Reis, Ref. (35), demonstraram que para o pior caso (reator rápido, com barras de controle na posição de reatividade máxima), a maior inserção total de reatividade será da ordem de 2% de  $\delta k/k$  para o movimento de aproximação das mesas no último centímetro de deslocamento. Neste caso, para que o limite de inserção de reatividade fosse observado, a máxima velocidade da mesa deveria ser de 0,6 cm/min. Por medida de precaução, a velocidade de aproximação das mesas foi projetada para ser de 0,5 cm/min.

Para diminuir o tempo de aproximação da mesa móvel, a distância que separa as duas mesas foi dividida em três faixas distintas, cada uma delas correspondentes a uma velocidade de aproximação, calculada em função do limite da razão de inserção de reatividade com o tempo. Tendo em vista a necessidade de alto grau de confiabilidade do sistema, não foi utilizada caixa de mudanças automáticas de velocidades. Preferiu-se utilizar três motores elétricos independentes na caixa de redução, um para cada velocidade.

A Tabela IV.1 ilustra a distribuição das faixas, as velocidades características e as potências dos motores de acionamento.

Os três motores podem ser utilizados também para separar as mesas durante a operação normal, mas existe um motor elétrico especial, de 1500 W de potência, que imprime uma velocidade de separação de 75 cm/min em casos de emergência. Existe ainda um motor de reserva, movido por ar comprimido, que separa as mesas quando o motor elétrico de separação é solicitado, mas não funciona (por exemplo, em casos de perda de energia elétrica).

Os controles destas funções são feitos por três conjuntos de botões, um para cada motor. A Figura 4.14 ilustra a distribuição dos botões no painel. Os botões são do tipo indicadores, pois se iluminam quando o atuador que comandam está energizado.

Tabela IV.1

## Velocidade de Aproximação das Mesas

Distância de Separação Inter-Mesas (cm)	Velocidade (cm/min)	Potência do Motor (W)
180 – 45	25 (alta)	750
45 – 7,5	5 (média)	325
7,5 – 0	0,5 (baixa)	325

O motor de velocidade alta é controlado por três botões: JUNTAR, PARAR e SEPARAR. Os botões são do tipo "simples toque", isto é basta tocá-los uma vez para que mantenham a função a que se destinam. O motor é desligado quando o botão "PARAR" é acionado, ou quando a mesa atingir 45 cm de separação para a função "JUNTAR" ou separação total para a função "SEPARAR".

O motor de velocidade média é controlado por dois botões: "JUNTAR" e "SEPARAR". O primeiro, por motivo de segurança, deve ser atuado durante todo o tempo que se pretender energizar o motor. O motor é desenergizado automaticamente quando é atingida a separação de 7,5 cm. O segundo botão é do tipo "simples toque". Quando este botão é atuado, o motor é energizado até que as mesas estejam completamente separadas.

O motor de velocidade baixa é atuado por dois botões idênticos aos descritos no parágrafo anterior. Durante a aproximação, o motor é desenergizado automaticamente quando as mesas estiverem juntas a ponto da embreagem magnética chegar a desligar 1/18 de volta.

O botão rotulado "PARAR" interrompe o movimento da mesa em qualquer circunstância, exceto quando o motor de separação de emergência é atuado.

A separação de emergência ocorre toda vez que acontecer algo que possa afetar a operação segura do reator ou quando o botão "SCRAM" é atuado.

A secção 4.3.5.2 descreve os circuitos de comando da mesa móvel, ilustrando todas as condições necessárias para o acionamento da mesma.

#### 4.2.1.2 – Controle das Barras Absorvedoras

Pode-se utilizar até dezesseis barras absorvedoras para o controle da reação nuclear divididas funcionalmente em quatro barras de controle (duas em cada mesa) e doze barras de segurança (seis em cada mesa).

A principal diferença entre as barras de controle e as de segurança consiste na posição que elas devem ocupar no início da operação do RPZ. Antes de colocar o reator em funcionamento, as primeiras devem estar totalmente inseridas no núcleo, enquanto que as segundas devem estar totalmente recolhidas.

As barras foram numeradas de 1 a 16. As de número ímpar ficam na metade fixa do reator e as de número par na metade móvel. Os quatro primeiros números designam as barras de controle, e os restantes, as de segurança.

O mecanismo de acionamento das barras de controle e das barras de segurança são semelhantes, e foram descritos no capítulo anterior. A leitura da posição é feita por meio de um "Syncro" acoplado ao parafuso guia. A indicação é digital, apresentando uma precisão de 0,03 mm para as barras de controle e 0,1 mm para as de segurança.

Cada barra dispõe de um interruptor de corrente de magneto no painel de controle. Como foi mencionado anteriormente, a interrupção da corrente de magneto provoca a inserção rápida e total da barra absorvedora no núcleo do reator.

A velocidade de deslocamento das barras absorvedoras deve observar as mesmas limitações impostas à velocidade de deslocamento da mesa móvel, isto é, a inserção de reatividade não deve ser superior a 0,02%  $\delta k/k$  por segundo.

K. Matsuda<sup>(\*)</sup> efetuou estudos buscando determinar as piores condições, do ponto de vista de segurança, para determinar os limites de velocidade de deslocamento das barras absorvedoras, fixando o seu limite em 80 cm/min.

#### 4.2.1.2.a – As Barras de Controle

As barras de controle servem para o ajuste fino do nível do fluxo de nêutrons e para medidas de reatividade. Estes ajustes, para determinados níveis, são bastante críticos, requerendo muita prática do operador. Uma maneira de contornar este problema foi prover as barras de controle com velocidade variável. Isto é feito alimentando-se os motores de acionamento com uma fonte de tensão ajustável montada no painel da Figura 3.15.

Cada barra é controlada por um par de botões de retorno automático ao nêutron, do mesmo tipo daqueles utilizados no controle da mesa móvel. Um dos botões é rotulado "INSERIR" e o outro "RETIRAR".

#### 4.2.1.2.b – As Barras de Segurança

As barras de segurança, tem como função principal fornecer uma grande quantidade de reatividade negativa ao reator para desligá-lo, quando necessário. Os critérios para o projeto neutrônico estabelecem que o reator deve tornar-se sub-crítico com a inserção de somente uma das barras de segurança. Como foi dito anteriormente, a instrumentação tem previsão para a instalação de até doze barras deste tipo.

A inserção das barras de segurança no núcleo do reator pode ser feita lenta ou rapidamente. A inserção lenta é feita através de motor e a inserção rápida por ação de moda.

As barras de segurança podem também operar como barras de controle, sem prejuízo da finalidade principal. A única diferença é que a velocidade é fixa (80 cm/min).

Conforme mostra a Figura 4.14, existem dois seletores de barras de segurança, um para cada metade do reator. A barra é escolhida nestes seletores e, então, pode ser movimentada apertando-se os botões "RETIRAR" ou "INSERIR".

#### 4.2.1.3 – Controle da Posição da Fonte de Nêutrons

As características operacionais do RPZ tornam necessários a retirada e o armazenamento da fonte de nêutrons durante os períodos em que o reator esteja desligado. Isso implica na necessidade de um comando remoto para as duas fontes devido as radiações dela provenientes.

(\*) Pesquisador da Coordenadoria de Engenharia Nuclear, Área de Física e Projetos de Reactores, do Instituto de Energia Atômica. Trabalho a ser publicado.

O movimento de cada fonte é controlado por um par de botões, que comandam as funções de inserir ou retirar do núcleo do reator. Os botões são do tipo "simples toque". O botão acionado acende-se quando a fonte atinge o final do curso, mostrando a posição final da mesma.

#### 4.2.2 – Funções de Segurança

São classificadas como funções de segurança, todas as funções dos circuitos projetados com a finalidade de proteger as pessoas ou o equipamento, contra o funcionamento incorreto do reator ou de seus equipamentos associados.

As funções de segurança foram estabelecidas baseadas nas recomendações da literatura (4.18,20,22,39,41) e na experiência de especialistas no projeto, operação e manutenção de SICs para reatores nucleares. Os circuitos de proteção foram projetados rigidamente dentro das normas pertinentes estabelecidas pelo IEEE e ANS.

Sempre que algo anormal ocorra no reator, ou nas vizinhanças dele, os circuitos de proteção desencadeiam automaticamente a ação de segurança adequada ou previnem o operador para que este tome as devidas providências.

As principais ações de segurança são:

- a) Parada do movimento de aproximação das mesas.
- b) Inserção rápida das barras absorvedoras.
- c) SCRAM.

##### 4.2.2.1 – Parada do Movimento de Aproximação das Mesas

Como foi explicado no ítem 4.2.1.2, as velocidades de aproximação das mesas foram determinadas em função do limite de inserção de reatividade.

Visando assegurar a observância deste limite, a aproximação das duas metades do reator é interrompida toda vez que o período de crescimento da população neutrônica (Período do reator) for inferior à 20 segundos.

Os detetores de período e o circuito que provoca a interrupção do movimento da mesa serão descritos nas Secções 4.3.3.5 e 4.3.5.2, respectivamente.

##### 4.2.2.2 – Inserção Rápida das Barras Absorvedoras

Os critérios estabelecidos para o projeto neutrônico exigem que a inserção de somente uma das barras absorvedoras seja suficiente para tornar o reator subcrítico.

Para possibilitar que o reator seja desligado rapidamente, sem que para isso as duas mesas sejam separadas, todas as barras absorvedoras têm um interruptor de corrente de magneto no painel de controle.

O acionamento de um destes interruptores é suficiente para desligar o reator. Se mais do que quatro deles forem acionados simultaneamente, todas as dezesseis barras serão inseridas no núcleo ao mesmo tempo. O circuito lógico que desencadeia esta ação foi projetado com a finalidade de auxiliar o operador em um desligamento de emergência, pois o desligamento de emergência principal é desencadeado pelo botão de SCRAM.

#### 4.2.2.3 – SCRAM

SCRAM é uma palavra de origem inglesa que é universalmente aceita e que implica no desligamento rápido do reator. (Literalmente, SCRAM significa "fugir apressadamente").

Este termo tem sua origem na época das primeiras pesquisas com reatores nucleares. Em certa ocasião, houve uma reunião em que o tópico da discussão era o procedimento que deveria ser seguido na eventualidade da reação nuclear em cadeia sair fora de controle. Sugeriu-se que, além da inserção das barras absorvedoras, um alto-falante deveria repetir continuamente a palavra "SCRAM", para enfatizar que a área deveria ser evacuada. Desde então, o termo foi incorporado ao jargão técnico nuclear, com o significado de desligamento de emergência do reator, constando inclusive em normas técnicas de diversos países.

No RPZ, o SCRAM ocorre automaticamente toda vez que as condições normais de operação não são satisfeitas. O "SCRAM" pode também ser iniciado manualmente pelo operador na sala de controle, ou pelo supervisor do reator em sua sala. As condições que desencadeiam o SCRAM automático são:

- a) Fluxo de nêutrons acima do valor estabelecido como limite.
- b) Período de crescimento do fluxo de nêutrons inferior a um dos valores estabelecidos como limite.
- c) Acidente de criticalidade em um dos quatro locais monitorados.
- d) Abertura de uma das portas de acesso à célula do reator.
- e) Gradiente de temperatura nos elementos de combustível acima de valores pré-fixados.
- f) Perda de energia elétrica.
- g) Temperatura da célula acima de limite pré-fixado.
- h) Pressão na célula acima de limite pré-fixado.
- i) Tensão de alimentação dos detectores abaixo de um nível crítico.
- j) Pressão do reservatório de ar comprimido para o motor auxiliar de separação de emergência abaixo do nível estabelecido como limite.
- k) Abertura, sem licença do supervisor, de uma das válvulas de circulação de ar que isolam a célula do reator.
- l) Um dos cabos de alimentação das barras de controle desconectado.

O sinal de SCRAM, automático ou manual, desencadeia as seguintes ações:

- a) Separação das mesas até uma completa abertura.
- b) Inserção rápida de todas as barras absorvedoras.
- c) Retirada das duas fontes de nêutrons do núcleo do reator.

A separação das mesas é feita pelo motor elétrico de separação de emergência. Se este motor não entrar em funcionamento 0,5 segundos após o recebimento do sinal de SCRAM, as mesas serão separadas pelo motor auxiliar movido por ar comprimido.

A inserção rápida de todas as barras absorvedoras é provocada pela desenergização da fonte de alimentação dos magnetos das barras.

A retirada das fontes de nêutrons é automática. Os rês do circuito de SCRAM desenergizam o solenóide que trava a posição das fontes no interior do reator, fazendo com que elas retornem ao tambor de armazenamento por ação de molas.

#### 4.2.3 – Funções de Acompanhamento de Processo

O controle do RPZ é feito, na maior parte do tempo, manualmente. O operador se baseia em informações fornecidas pela instrumentação para elevar e manter o fluxo de nêutrons no nível de operação.

Todos os parâmetros de interesse para a operação segura e precisa do reator são indicados na sala de controle. Conforme será descrito detalhadamente na próxima Seção, o operador dispõe das seguintes informações:

- a) Nível do fluxo de nêutrons, na forma linear e logarítmica, fornecido por oito canais independentes.
- b) Período de crescimento do fluxo de nêutrons fornecidos por dois canais independentes.
- c) Níveis da radiação gama em seis locais espalhados pelo prédio do reator.
- d) Temperatura em doze pontos diferentes no núcleo do reator.
- e) Gradiente de temperatura em dois elementos de combustível.
- f) Medida de pressão na célula.
- g) Medida de temperatura na célula.
- h) Medida de temperatura na sala de controle.
- i) Medida de posição da mesa móvel.
- j) Medida da separação existente entre as duas metades do reator nos quatro cantos da face de junção.
- k) Medida da posição de inserção de cada uma das barras de controle.
- l) Medida da posição de inserção de cada uma das barras de segurança.
- m) Detecção de criticidade em quatro pontos do prédio do reator.
- n) Painel anunciador de situação irregular.
- o) Indicação e alarme de fumo ou fogo na célula do reator.
- p) Monitor de TV, para inspeção visual da célula do reator e da sala de preparação de combustível.

Os sistemas de acompanhamento de processo, além de oferecer informações ao operador, também processam e enviam sinais aos circuitos de proteção toda vez em que um parâmetro ultrapasse dos limites permissíveis.

Este procedimento não contraria as normas que exigem completa separação entre os sistemas de controle e proteção, pois os canais de medidas mencionados não tem qualquer ligação com o sistema de controle automático.

### 1.3 - Descrição do Equipamento

#### 1.3.1 - Aspectos Gerais

O equipamento que compõe o SIC do RPZ é destinado a assegurar o controle e a segurança do reator. As medidas dos parâmetros físicos das experiências realizadas com o RPZ são obtidas do Sistema de Aquisição de Dados (SAD) que, por razões de segurança, é totalmente independente do SIC. A descrição do SAD foge ao objetivo deste trabalho.

Com os equipamentos que fornecem dados de alta precisão são, na maioria das vezes, muito mais complexos, e conseqüentemente, apresentam uma confiabilidade muito menor, pouca ênfase foi dada à precisão das medidas feitas pelo SIC.

Na especificação dos instrumentos do SIC do RPZ, foi dada preferência para equipamentos normais de linha, de desempenho comprovado por diversos usuários ligados ao setor nuclear ao longo dos últimos anos.

#### 1.3.2 - As Bases do Projeto

No início do projeto, foram listados todos os parâmetros de interesse para o controle e a segurança do RPZ, qualquer que fosse a configuração utilizada no núcleo. A lista resultante foi apresentada na Secção 4.2.3.

Os sistemas de medida do nível do fluxo de nêutrons e seu respectivo período de variação, são entre todos os sistemas de medidas dos parâmetros apresentados, os que oferecem menor tempo de resposta. Assim sendo, eles constituem as variáveis mais importantes no processo de controle do reator. As demais variáveis são utilizadas no processo como elementos colaterais que possibilitam diversificação de medidas prescritas pelas normas.

Em seguida, fez-se um levantamento de todos os mecanismos que deveriam ser controlados remotamente, e quais, entre eles, deveriam ser controlados do painel de operação. Com base nestes dados, um anti-projeto dos circuitos de controle e proteção foi elaborado.

O projeto final foi feito após a definição das especificações dos motores, válvulas e atuadores que são controlados pelo SIC.

O equipamento que forma o Sistema de Instrumentação e Controle do RPZ pode ser dividido basicamente em três grupos:

- a) Instrumentação Nuclear
- b) Instrumentação Auxiliar
- c) Circuitos de Proteção.



### 4.3.3 – A Instrumentação Nuclear

#### 4.3.3.1 – Aspectos Gerais

A instrumentação nuclear fornece dados sobre o nível e o período do fluxo de nêutrons no reator, e níveis de radiação gama e iniciação à criticidade em diversos pontos do prédio.

Os medidores do nível e do período do fluxo de neutrons estão diretamente relacionados com a segurança e a segurança do RPZ e por isso serão tratados com mais detalhes.

O principal problema encontrado no projeto da instrumentação nuclear foi o do posicionamento dos detetores de nêutrons.

No RPZ, o nível do fluxo de nêutrons não é elevado, o que facilitaria a utilização de detetores de nêutrons no interior do núcleo do reator. Mas os detetores aplicáveis nesses casos são relativamente grandes e contêm material absorvedor de nêutrons, fazendo com que sua utilização no interior do núcleo provoque perturbações de fluxo que são extremamente indesejáveis, considerando-se as características e finalidades do RPZ.

Por outro lado, o número de nêutrons que escapam do reator é proporcional ao nível médio do fluxo de nêutrons no interior do núcleo. Mesmo os projetos neutrônicos mais bem feitos admitem fugas de nêutrons da ordem de 1% do nível de fluxo médio. Medindo-se o fluxo de escape, obtém-se uma boa idéia do que ocorre no interior do núcleo.

Para que a medida represente realmente uma amostra do nível médio do fluxo de nêutrons no interior do reator é necessário que além de uma proporcionalidade entre o nível de fluxo médio e o fluxo na região do detetor, exista no local de detecção suficiente fluxo para excitar com fidelidade estatística este sensor de nêutrons.

O nível de fluxo na periferia superior do reator satisfaz as exigências requeridas conforme consta nas experiências realizadas em reatores semelhantes no exterior<sup>(17)</sup>. Apesar que o nível de fluxo depende da geometria, composição e potência de operação de cada arranjo crítico, a existência da fonte de nêutrons possibilita aumentar a população neutrônica em nível aceitável durante o início de operação para ligar o reator.

Ficou resolvido localizar os detetores junto à face superior do reator. Para evitar problemas com as barras de controle, os detetores de canais redundantes foram colocados simetricamente em relação a um eixo vertical passando pelo centro do reator. Além disso, recomendou-se cuidados especiais com a posição das barras de controle para evitar possibilidades de blindagens dos detetores.

O nível de fluxo de neutrons nos detetores pode variar de 8 décadas. Para contagens baixas, a corrente elétrica proporcional ao fluxo de neutrons é muito pequena, o que torna aconselhável a contagem de pulsos. O mesmo não ocorre quando a contagem é alta, pois o limite de saturação para os detetores aplicáveis é de  $10^5$  n/cm<sup>2</sup>.s.

Assim sendo, o reator dispõe de canais contadores de pulsos para operar nas primeiras décadas, canais lineares multi-faixa para as demais e os canais logarítmicos para oferecer uma idéia geral de toda escala de variação.

Do ponto de vista de segurança, ficou estabelecido que o reator deve ter um nível mínimo de contagem para começar a operar, um nível máximo de operação, um nível máximo de operação por faixa do canal linear, e um nível mínimo para o Período do reator.

Obedecendo a estes critérios e ao princípio da redundância, fazem parte do SIC do RPZ os seguintes canais de medidas de nêutrons:

- a) Dois canais de partida.
- b) Dois canais lineares.
- c) Dois canais logarítmicos e de período.
- d) Dois canais lineares de segurança.

Além disso, para proteção do pessoal que opera o reator, são necessárias informações sobre o nível da radiação gama em diversos pontos do prédio do reator. Nos locais em que o combustível é armazenado ou manipulado, são necessários detectores de criticalidade.

As demais precauções quanto à proteção radiológica das pessoas que transitam no prédio do reator ou nas vizinhanças do mesmo, ficam a cargo do Serviço de Proteção Radiológica. Os instrumentos destinados a este fim não interferem diretamente na operação do reator e sua descrição foge ao objetivo deste trabalho.

#### 4.3.3.2 – Canais 1 e 2

Os canais 1 e 2 são canais de partida, destinados a fornecer informações e proteção durante a partida do reator, quando o fluxo de nêutrons é bastante baixo.

Como nestas circunstâncias o número de nêutrons que atinge os detectores é baixo, causando um sinal de corrente muito pequeno, optou-se pela utilização de contagem de pulsos.

O circuito detetor, associado a um circuito temporizador, fornece informações sobre a taxa de contagem, mostradas em uma escala logarítmica, cobrindo a faixa de 1 a  $3 \times 10^5$  contagens por segundo.

O circuito detetor é também acoplado a um amplificador de áudio, que fornece um sinal sonoro proporcional ao número de contagens. Este sinal é audível na sala de controle e na célula do reator. Esta característica é muito importante, pois permite que o operador e o pessoal responsável pelo carregamento de combustível estejam constantemente cientes do ritmo de crescimento do nível do fluxo de nêutrons, sem necessidade de ficar com a atenção presa a um indicador.

Os canais de partida têm ainda como característica impedir que o reator seja colocado em operação sem que uma contagem mínima seja atingida, o que somente ocorre se as fontes de nêutrons estiverem junto ao núcleo do reator e os circuitos detectores estiverem funcionando a contento.

Cada um dos canais de partida é formado por:

- a) Detetor de nêutrons do tipo proporcional.
- b) Pré-amplificador, discriminador.
- c) Circuito logarítmico.
- d) Amplificador linear com medidor.
- e) Amplificador de áudio.
- f) Fonte de alta tensão para o detetor.
- g) Circuitos de alarme relacionados com os níveis mínimos de contagem e tensão de alimentação do detetor.

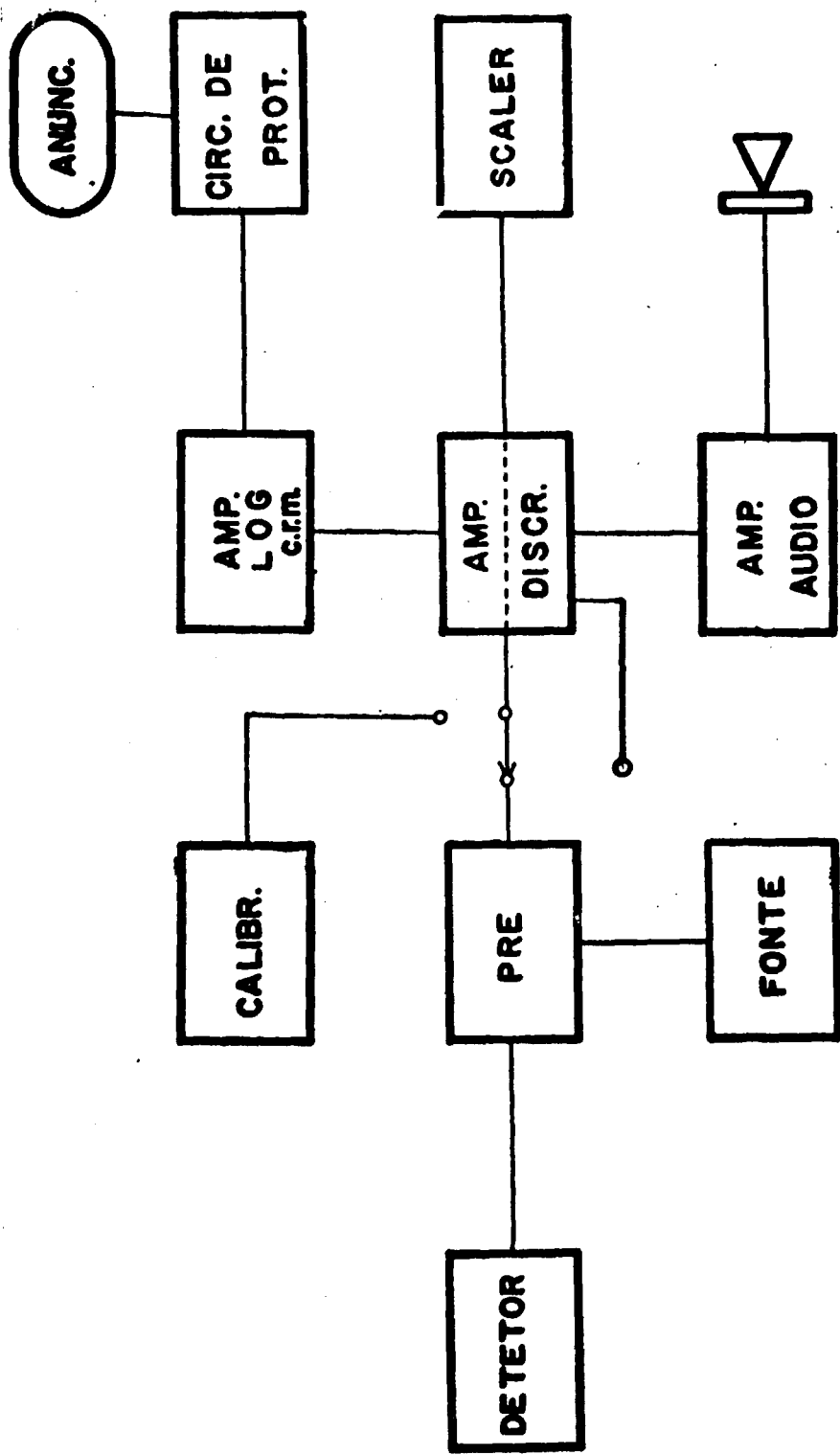


Figura 4.1 - Canais 1 e 2

A Figura 4.1 mostra o diagrama de blocos de um Canal de Partida.

#### 4.3.3.3 – Canais 3 e 4

Os Canais 3 e 4 são canais lineares utilizados em toda faixa de operação do reator.

O Canal 3 é utilizado como base para operação do reator, sendo o valor de sua medida confrontado constantemente com o valor indicado pelo Canal 4. Estes dois canais são utilizados também para a segurança. O operador conta com um circuito de alarme de nível ajustável que varia de 1,5% a 100% do fundo de escala da faixa do pico-amperímetro que está sendo usada.

O Canal 3 é constituído por:

- a) Câmara de ionização de alta sensibilidade do tipo BF3 não compensada.
- b) Fonte de alta tensão para o detetor.
- c) Pico amperímetro linear multi-faixa.
- d) Fonte de corrente de ajuste de sensibilidade (corrente de "bucking").
- e) Registrador.
- f) Circuitos de alarme para nível máximo e nível mínimo do detetor.

O Canal 4 é semelhante ao Canal 3, com exceção da fonte de corrente. O registrador do Canal 3 pode ser conectado ao Canal 4, ou qualquer um dos canais lineares, por meio de uma chave seletora.

O diagrama de blocos do Canal 3 é mostrado na Figura 4.2 e do Canal 4 na Figura 4.3.

#### 4.3.3.4 – Canais 5 e 6

Os canais 5 e 6 têm função exclusivamente de segurança. São basicamente, iguais ao Canal 4. A faixa de localização do fluxo máximo permitido para uma determinada experiência é selecionada nos pico-amperímetros destes canais. Os circuitos de alarme são armados para um nível que é uma fração desta faixa. Desta maneira, obtém-se dois canais totalmente independentes e redundantes para garantir que o nível de fluxo de nêutrons não ultrapasse, em uma segunda instância, os valores máximos permitidos.

A Figura 4.4 mostra o diagrama de blocos destes canais.

#### 4.3.3.5 – Canais 7 e 8

São canais logarítmicos e indicadores de período. Oferecem uma indicação global do fluxo de nêutrons, desde o nível de fonte até o nível de operação. Cada um dos canais é constituído por:

- a) Câmara de ionização BF3 não compensada.
- b) Fonte de alta tensão para o detetor.
- c) Amplificador logarítmico.
- d) Circuito de período.
- e) Quatro circuitos de alarme independentes.

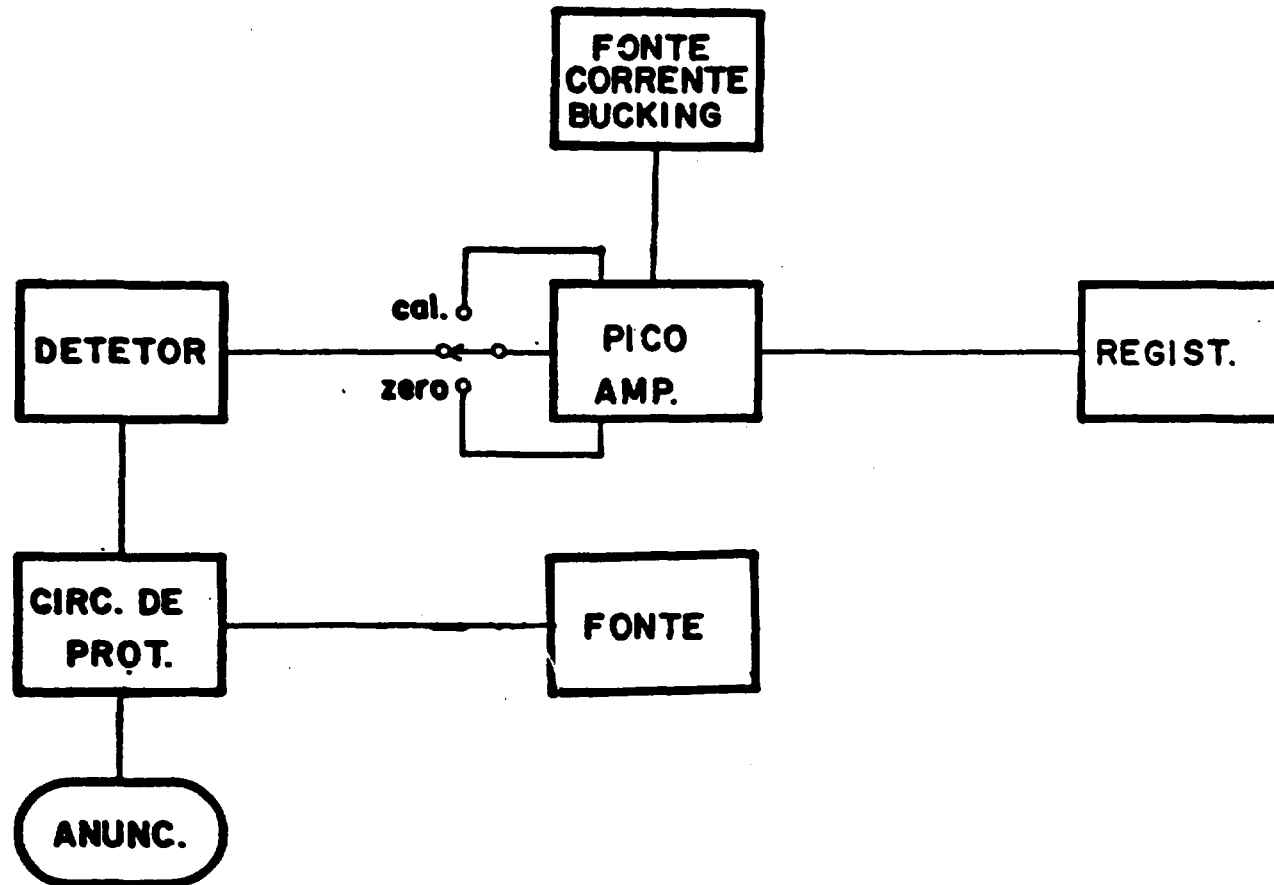


Figura 4.2 - Canal 3

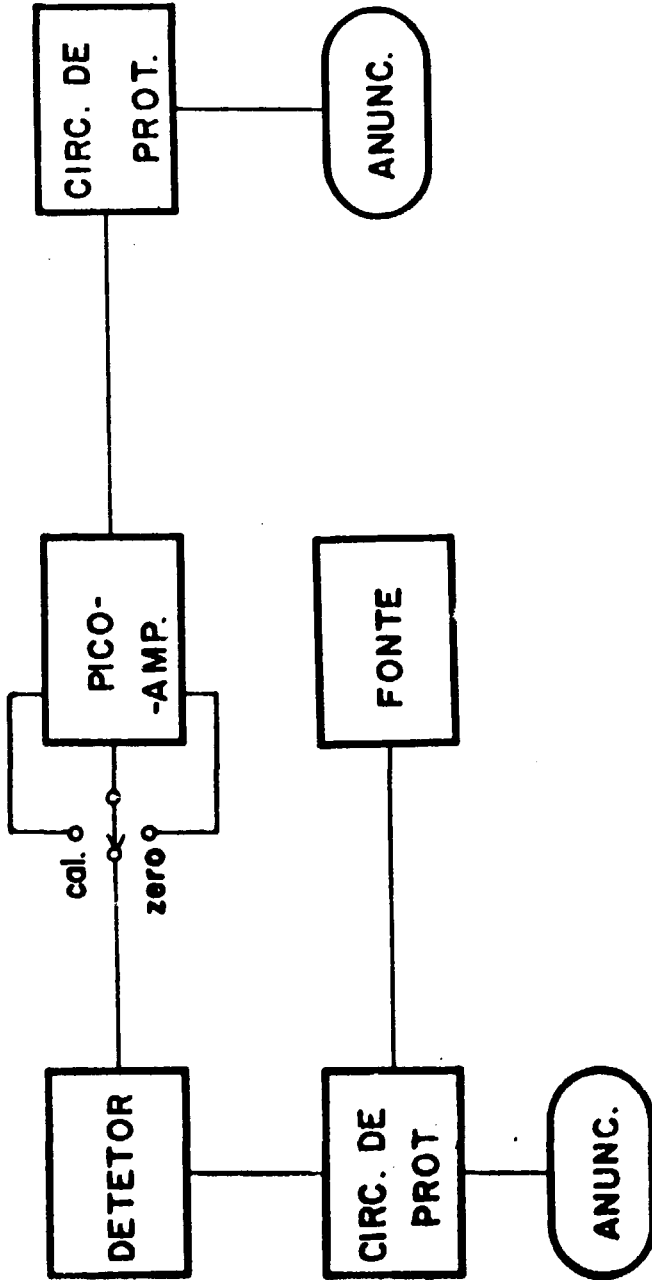


Figure 4.3 - Canal 4

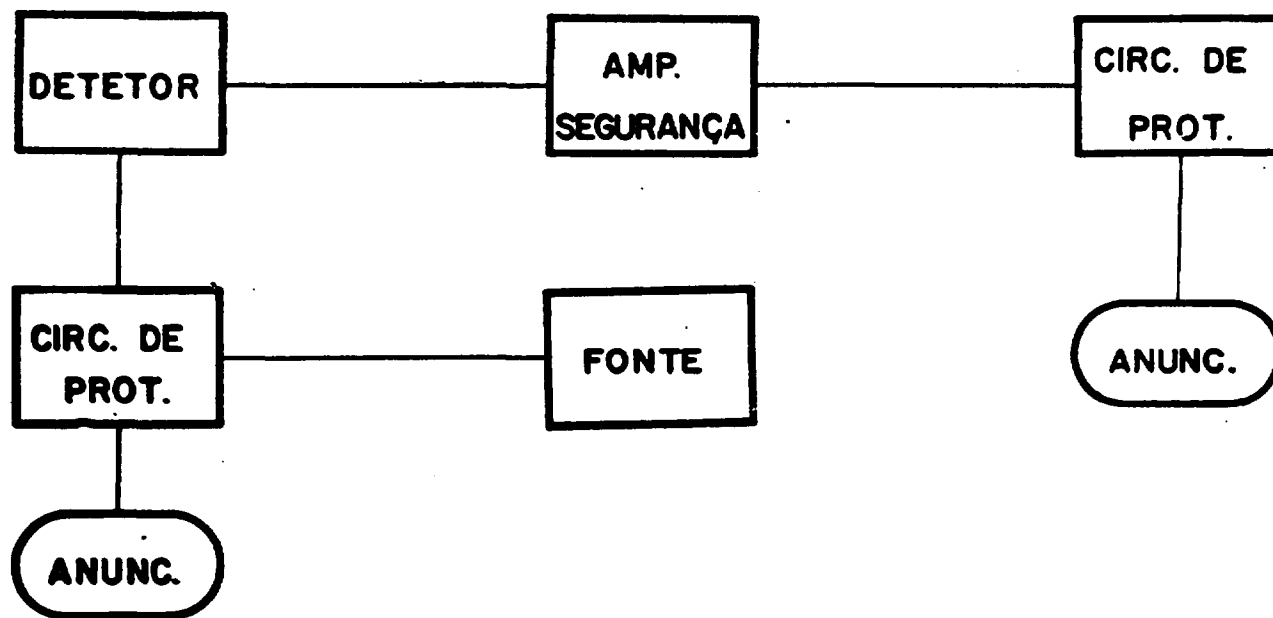


Figura 4.4 - Canais 5 e 6

Um único registrador grava simultaneamente informações sobre o nível do fluxo de nêutrons (logaritmicamente) e o período para um dos canais. A escolha do canal que deve utilizar o registrador é feita em um botão do painel de controle.

Três dos circuitos de alarme estão associados ao período do reator. Quando o período é menor do que 30 segundos, um dos circuitos interrompe o movimento de aproximação das mesas, caso isto estiver ocorrendo. Se o período se tornar menor do que um valor variável entre 10 a 15 segundos, dois circuitos iniciam, independentemente, o SCRAM do reator. O quarto circuito de alarme destina-se a evitar que o reator seja operado com o detetor alimentado por um nível de tensão insuficiente.

O detetor do Canal 7 é alimentado pela mesma fonte de alta tensão que o Canal 1. O mesmo acontece com os Canais 8 e 2. Esta configuração é mais econômica e não compromete a confiabilidade do sistema, pois os dois canais operam em faixas distintas e tem canais equivalentes redundantes.

O diagrama de blocos dos Canais 7 e 8 é mostrado na Figura 4.5.

#### 4.3.3.6 – Canal 9

O Canal 9, na verdade, é constituído por cinco canais independentes, destinados a medir o nível de radiação gama em diversos pontos do prédio do reator.

Cada um dos canais é formado por:

- a) Detetor.
- b) Pré-amplificador.
- c) Discriminador.
- d) Circuito e indicador de contagem logarítmica.
- e) Amplificador.
- f) Circuito de alarme para nível máximo permitido.
- g) Circuito indicador de falha.

Os cinco canais são acoplados a um registrador por meio de uma chave seletora. Os circuitos de alarme atuam sobre uma campainha para indicar que o nível da radiação está alto em algum local.

A Tabela IV.2 indica a localização dos detetores e os níveis máximos de radiação permitidos nequeles locais.

Quando o reator não está sendo operado, as válvulas que isolam a célula podem ficar abertas para que o ar seja renovado. Nestas circunstâncias, se o nível de radiação gama em qualquer um dos pontos monitorados foi maior do que o limite fixado, além de fazer soar uma campainha o circuito de alarme fecha automaticamente as quatro válvulas.

O Canal 9 é mostrado em diagrama de blocos na Figura 4.6.

#### 4.3.3.7 – Detetores de Criticalidade

Visando proteger as pessoas que manipulam o combustível nuclear contra uma eventual ocorrência de criticalidade, com a consequente liberação de nêutrons rápidos, foram colocados



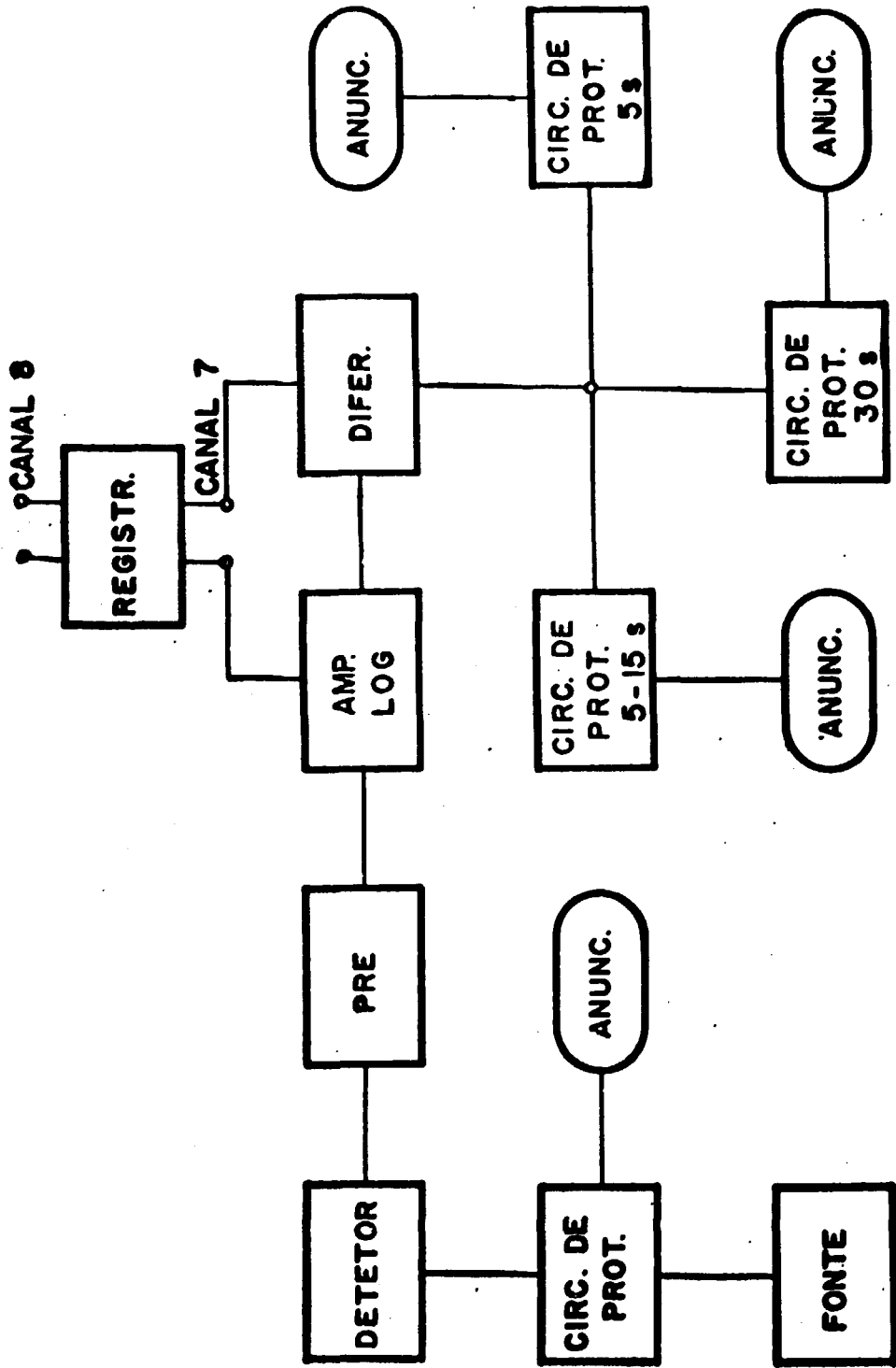


Figura 4.5 - Canais 7 e 8

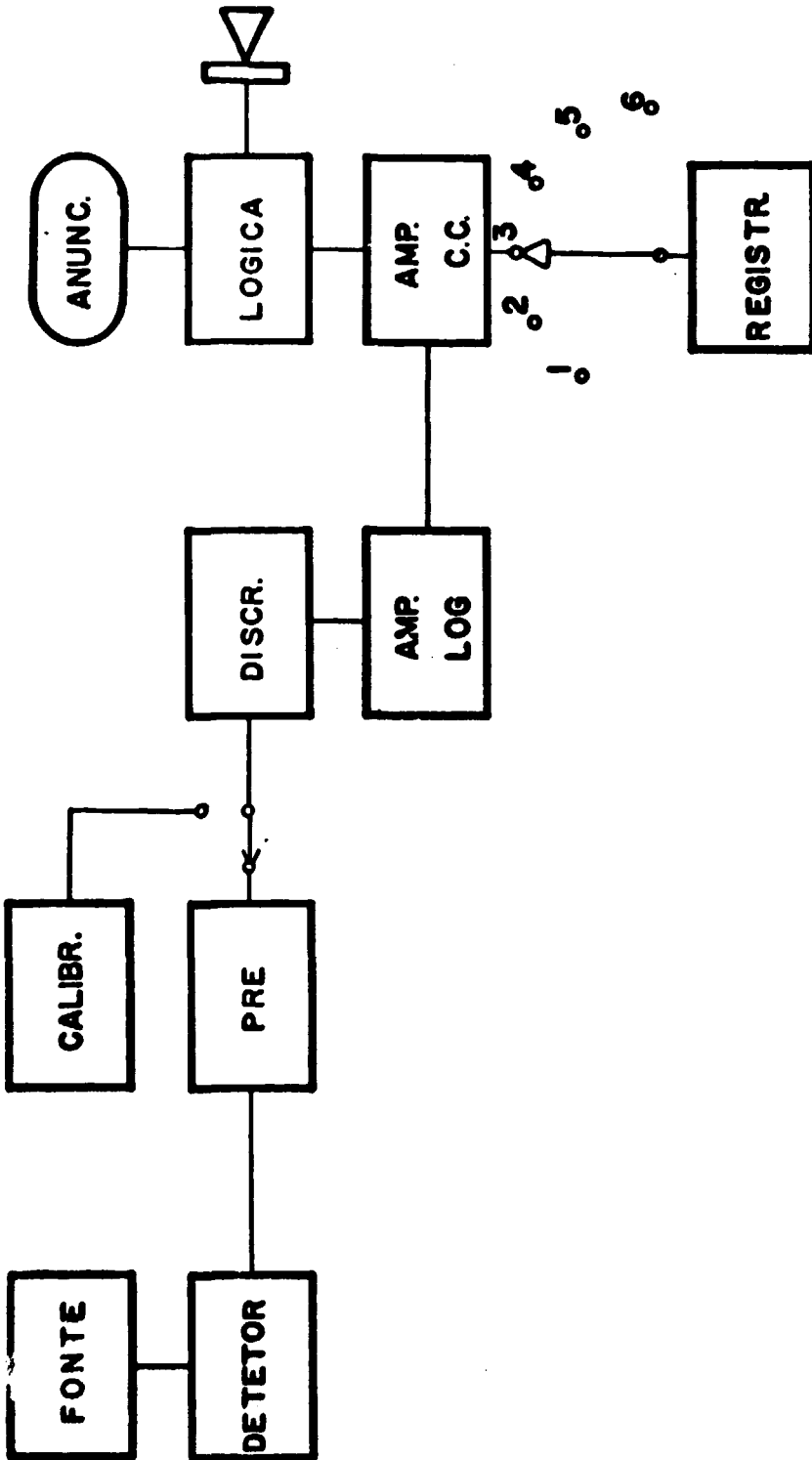


Figure 4.6 - Canal 9

detetores de criticalidade na célula do reator, na sala de preparação de combustível e nos dois cofres de armazenamento de combustível.

**Tabela IV.2**  
Localização Monitoradas e Níveis de Alarme

Local	mR/h
- Topo do Reator	$10^6$
- Dentro da célula, porta principal	$10^3$
- Saída da exaustão normal de ar	$10^3$
- Saída da exaustão de emergência	$10^3$
- Saída para a chaminé	5

O detetor consiste de uma câmara de fissão de alta sensibilidade (28 contagens/s/nv); coberta com uma camada de 7,5 cm de polietileno, que funciona como moderador dos nêutrons rápidos, acompanhado de um pré-amplificador.

O conjunto descrito envia sinal a um analisador que fornece indicação do nível do fluxo de nêutrons rápidos em seis décadas e é acoplado a um circuito de alarme de dois níveis ajustáveis, com capacidade para alarme local e remoto.

#### 4.3.4 – Instrumentação Auxiliar

Atendendo aos critérios de diversificação funcional, foram instalados canais de medidas de outras variáveis do processo que se realiza no reator.

Para oferecer este tipo de redundância ao operador, o SIC conta com medidas de temperatura em diversos pontos do reator e com medidas da variação especial de temperatura em elementos de combustível estrategicamente localizados.

Além disso, é necessário toda uma série de informações sobre a operação e as condições físicas da célula do reator, do compartimento de armazenamento de combustível e da sala de controle.

A instrumentação que oferece este tipo de informação é chamada de Instrumentação Auxiliar porque, mesmo sendo imprescindível do ponto de vista de segurança, é de importância secundária no processo de operação do reator.

As próximas seções descrevem o funcionamento de cada um dos canais que formam a Instrumentação Auxiliar.

##### 4.3.4.1 – Medida de Temperatura no Reator

Cada uma das mesas do reator tem um painel com capacidade para 18 termopares para medida da distribuição de temperaturas no núcleo do reator.

Os sinais destas 36 pontos são enviados a um painel programador, que alimenta um registrador de 12 canais. Desta forma, pode-se escolher 12 entre os 36 pontos, para serem registrados.

Se é desejada uma informação mais precisa sobre uma determinada medida, usa-se diretamente um voltímetro digital, que pode operar simultaneamente com o registrador.

#### 4.3.4.2 – Gradiente de Temperaturas nos Elementos de Combustível

Esta medida pode ser feita por dois conjuntos independentes. Cada conjunto consiste de dois RTDs de platina estrategicamente instalados no elemento de combustível que se pretende estudar, ligados a um amplificador diferencial.

O sinal assim obtido é proporcional ao gradiente espacial de temperatura, sendo indicado em um mili-voltímetro. Um sinal de referência ajustável é comparado com a tensão obtida, acionando um circuito de alarme toda vez que o gradiente ultrapassar um valor pré-fixado. O sinal de alarme faz parte de cadeia de SCRAM.

#### 4.3.4.3 – Condições Atmosféricas da Célula do Reator

Detetores pertencentes ao sistema de tratamento e condicionamento de ar, indicam as condições de pressão, temperatura e umidade da célula do reator. Se uma das medidas, ultrapassar o valor limite pré-fixado, um circuito de alarme aciona uma campainha e uma lâmpada no painel de controle e desencadeia o SCRAM do reator.

#### 4.3.4.4 – Medida de Posição da Mesa Móvel

A separação entre a mesa móvel e a mesa fixa é medida por um sistema ultra preciso que se baseia na indução eletro magnética entre dois condutores. Tal sistema tem o nome, comercial de "Inductosyn" e é detalhadamente descrito na Ref.<sup>(28)</sup>.

O indicador de posição da mesa móvel em relação à mesa fixa é digital, montado no painel de controle em frente aos comandos de acionamento de mesa. A precisão de leitura é de 0,003 mm.

#### 4.3.4.5 – Medida de Separação dos Quatro Cantos

As superfícies de contato das duas metades do reator devem ser estritamente paralelas. O contato entre as duas metades deve ser uniforme, pois a existência de vazios prejudica sobremaneira o desempenho do reator.

Para assegurar este paralelismo, foram colocados medidores de separação nos quatro cantos da superfície de contato.

Para haver consistência com o paralelismo obtido entre as faces de contato das duas mesas, a medida de separação deveria ter precisão de 0,01 mm. Para isso são utilizados detetores de aproximação do tipo bobina de núcleo variável, que tem precisão de 0,001 mm na faixa de 0 a 20 mm (Ref.<sup>(44)</sup>) nos quatro cantos da face de contato da metade fixa do reator.

Os quatro detetores são ligados a um milivoltímetro por meio de uma chave seletora.

#### 4.3.4.6 – Medida da Inserção das Barras Absorvedoras

A precisão da medida da inserção das barras absorvedoras no núcleo do reator é de grande importância para medidas de reatividade por calibração das barras.

Cada barra absorvedora conta com um indicador digital de posição. A posição das barras de controle é medida com precisão de 0,03 mm, e a das barras absorvedoras com precisão de 0,1 mm. O percurso total de cada barra é de 1 metro.

A medida da posição é feita por um "Syncro" acoplado ao sistema de acionamento da barra. Desta forma, a um deslocamento linear da barra corresponde um ângulo de rotação do "Syncro". O sinal emitido pelo "Syncro" é proporcional ao ângulo de rotação. Ref.<sup>(10)</sup>.

#### 4.3.4.7 – Detecção de Fogo

A célula do reator e a sala de controle são munidas de detetores de fumo e fogo de alta sensibilidade.

Cada detetor consiste de uma câmara de ionização e uma fonte de partículas Alfa. O ar ionizado pelas partículas Alfa deixa passar uma determinada quantidade de corrente elétrica, quando as condições ambientais são normais. Se este ar for contaminado por produtos de combustão ou sofrer uma sensível variação na densidade devido ao aumento de temperatura, a corrente de ionização variará, provocando o sinal de alarme. Este sinal é enviado ao painel central, na sala de controle, e ao painel de aviso dos serviços de proteção. Ref.<sup>(44)</sup>.

#### 4.3.4.8 – Circuito Fechado de Televisão

O circuito fechado de televisão serve como método alternativo de acompanhamento da operação de fechamento da mesa, bem como para todo tipo de inspeção visual que se deseje fazer no interior da célula do reator e da sala de preparação do combustível.

O circuito conta com três postos: um na sala de preparação de combustível e os outros dois na célula do reator. Um dos postos da célula é provido de controle remoto para focalização, movimentos de rotação parcial nos sentidos horizontal e vertical e para uma lente "zoom" de 15 a 200 mm. O monitor de TV com seletor de canais e demais comandos está montado no painel de controle.

#### 4.3.4.9 – Controle Automático

Baseado em experiências realizadas no exterior, na operação deste tipo de reator, as correções nas flutuações do nível do fluxo de nêutrons devem ser feitas diretamente pelo operador, isto é, não devem ser utilizados circuitos de controle automático.

Porém, algumas experiências exigem um fluxo de nêutrons praticamente constante, o que só é possível através de um bom circuito para controle automático. Para estas eventualidades, o RPZ conta com um circuito de controle automático que recebe sinal do Canal 3, confronta este sinal com o nível estabelecido para a operação e, se houver diferença, atua uma barra absorvedora de baixa reatividade.

Para que este circuito possa ser utilizado, é necessária autorização especial do Supervisor do reator, que libera a alimentação do circuito e da barra de controle especial por meio de uma chave.

#### 4.3.5 – Circuitos de Proteção

Os circuitos de proteção têm a finalidade de impedir que o reator seja operado de maneira incorreta ou com algum instrumento fora de funcionamento. Além disso, os circuitos de proteção desligam o reator sempre que é infringida alguma das condições normais de operação.

Muitos dos circuitos de proteção são formados por cadeias de contatos dos relés dos diversos circuitos de alarme em razão da alta confiabilidade que ela oferece em confronto com a lógica de nível, pois a utilização de relés simplifica sobremaneira os circuitos.

O projeto dos circuitos foi feito de maneira tal que, a falha de um componente ou a perda de energia elétrica, provocam uma atuação do circuito no sentido da segurança.

Foram utilizados, sempre que possível, relés de mercúrio em todos os circuitos importantes, em razão da alta confiabilidade e do reduzido tempo de resposta destes componentes.

As próximas seções descrevem brevemente as finalidades dos principais circuitos de proteção e seus respectivos diagramas.

##### 4.3.5.1 – Circuito de Potência de Controle

“Potência de Controle” representa um estado do SIC em que um conjunto de condições devem ser preenchidas para colocar o reator em funcionamento e devem ser mantidas durante todo o tempo em que este estiver operando. O não cumprimento de uma das condições impede a participação do reator ou, se o mesmo estiver operando, provoca seu imediato desligamento.

O diagrama do circuito é mostrado na Figura 4.7. O diagrama é auto explicativo, ilustrando todas as condições para obtenção da Potência de Controle e o relacionamento entre elas.

##### 4.3.5.2 – Circuito de Acionamento da Mesa

Este circuito estabelece as condições que devem ser satisfeitas para o acionamento de qualquer um dos motores que movimentam a mesa. O circuito foi projetado de maneira a impedir que o operador possa cometer enganos que venham comprometer a segurança de operação ou danificar partes do mecanismo.

Uma das características importantes deste circuito é a escala de prioridade adotada para a eventualidade de um acionamento simultâneo dos botões de comando dos motores. A primeira prioridade é do motor de separação de velocidade rápida, vindo a seguir os de velocidade média, baixa, de aproximação lenta, média e alta, nesta ordem.

O diagrama da Figura 4.8 ilustra o circuito.

##### 4.3.5.3 – Circuito de SCRAM

Quando um SCRAM é gerado por qualquer ponto de medida do sistema, a corrente que alimenta a embreagem magnética dos motores de avanço é interrompida, impossibilitando a ação destes motores. Nesse que simultaneamente, é acionado o motor elétrico de separação de emergência, são inseridas todas as barras absorvedoras por ação de molas, e são retiradas as fontes de nêutrons, também por ação de molas.







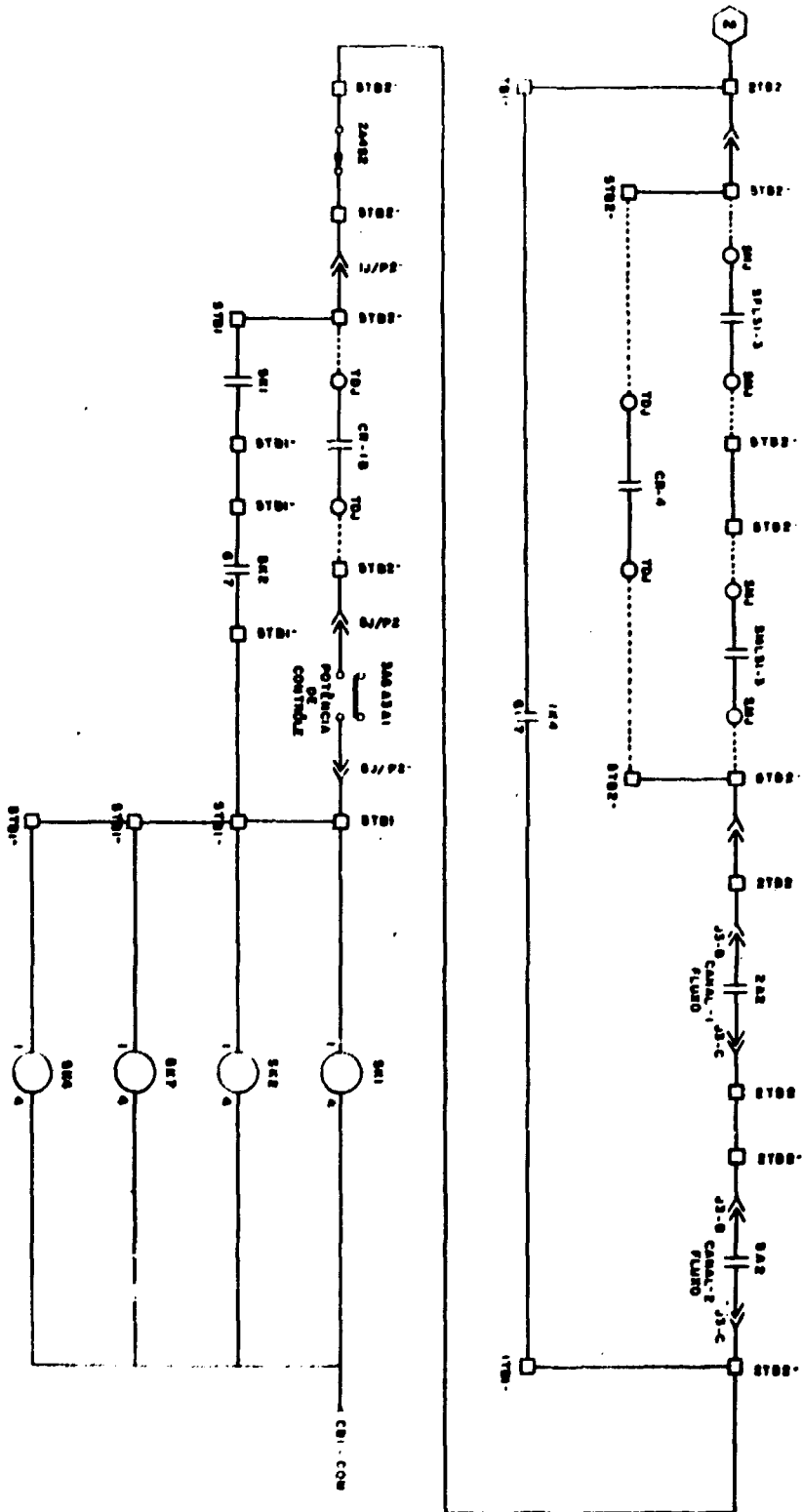


Figura 4.7 c

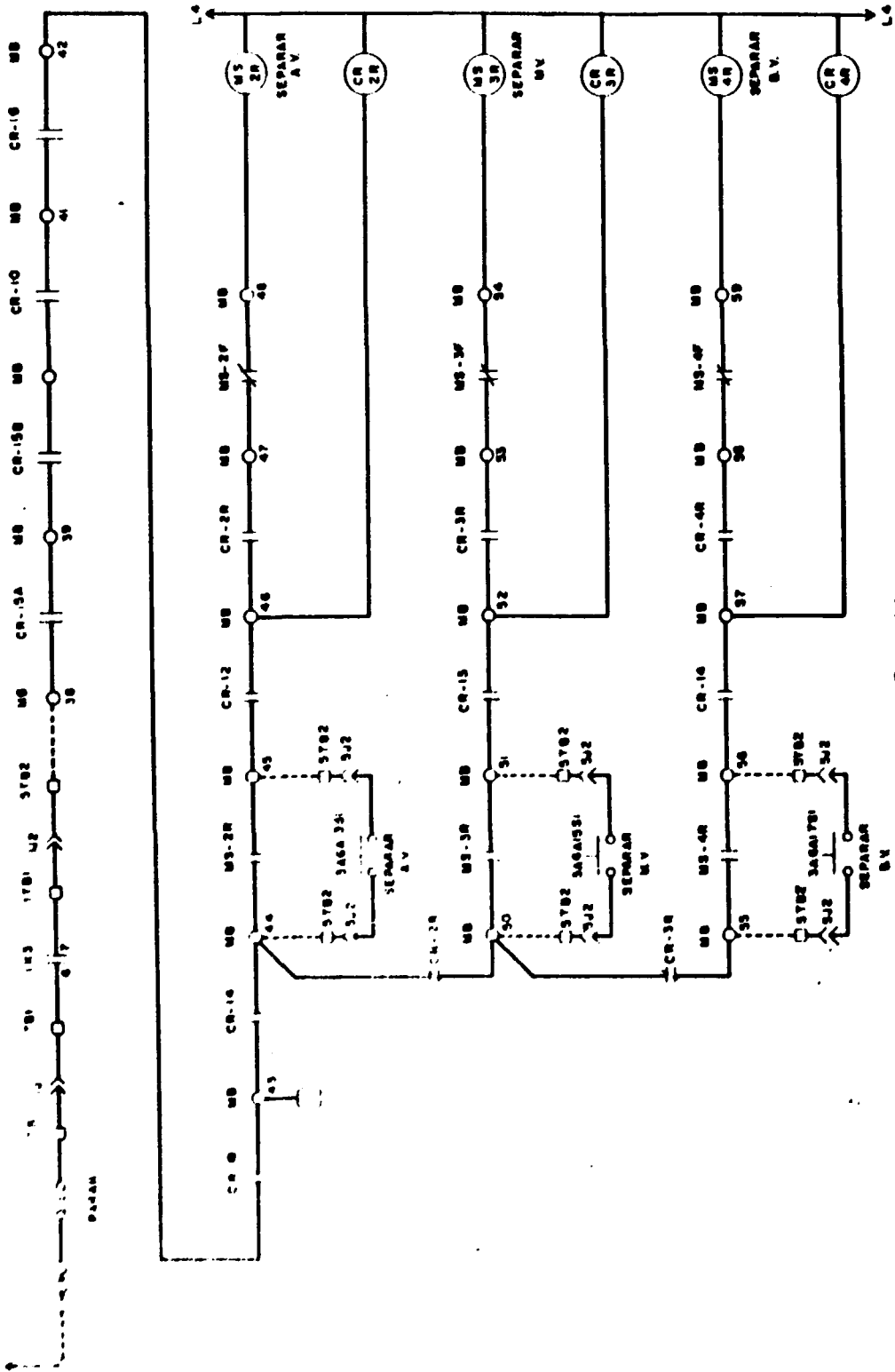
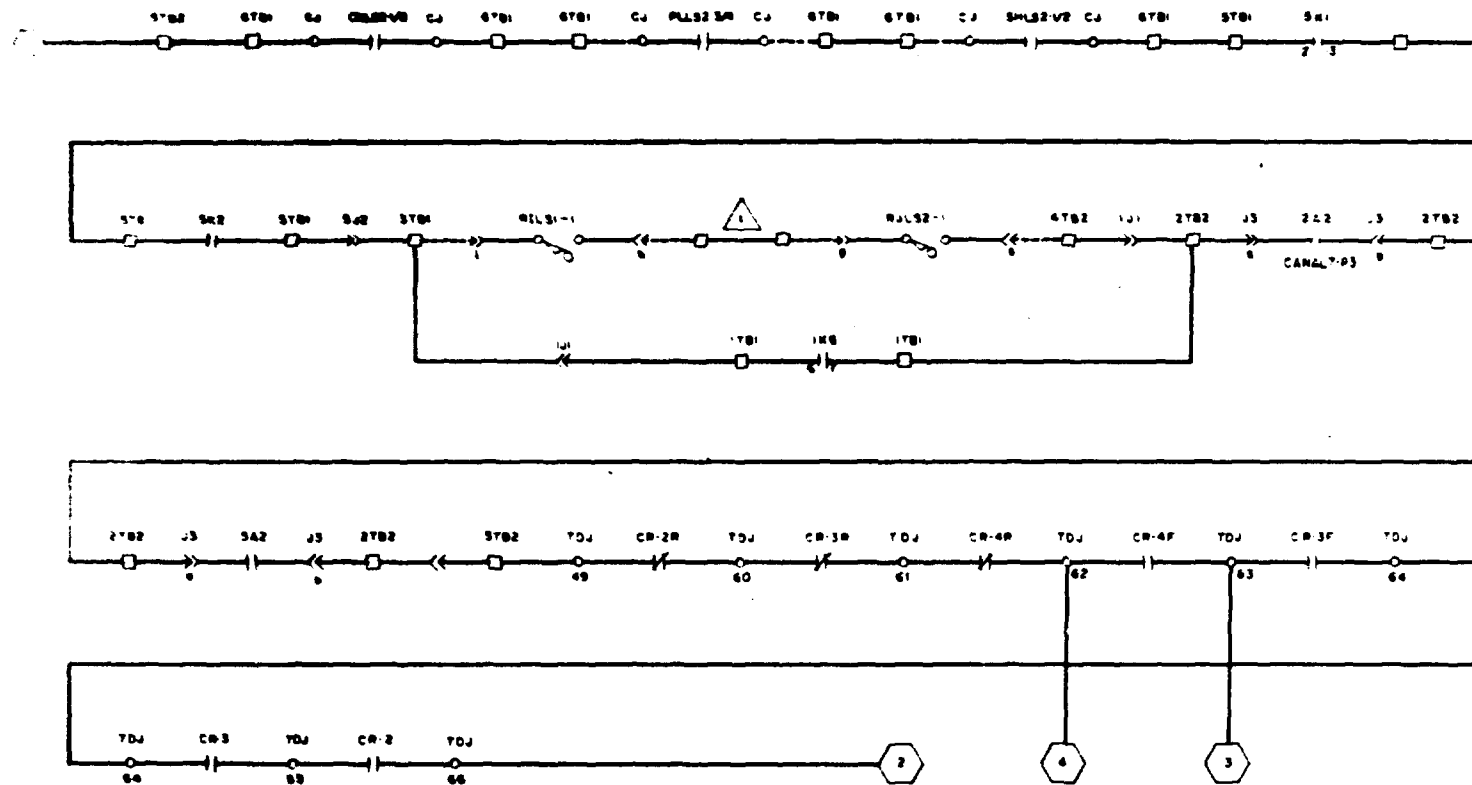


Figure 4.8 a



AS CHAVES LIMITES L01 (BARRA INERIDA) DAS BARRAS DE CONTROLE SÃO LIGADAS EM SÉRIE NA ORDEM 1,3,2e4  
 AS CHAVES LIMITES L02 (BARRA RETIRADA) DAS BARRAS DE SEGURANÇA SÃO LIGADAS EM SÉRIE NA ORDEM 5,7,  
 9, 11, 13, 15, 17, 19, 21, 23, 25, 27, 29, 31, 33, 35, 37, 39, 41, 43, 45, 47, 49, 51, 53, 55, 57, 59, 61, 63, 65, 67, 69, 71, 73, 75, 77, 79, 81, 83, 85, 87, 89, 91, 93, 95, 97, 99

Figura 4.8 b





O circuito de SCREAM é descrito na Figura 4.9.

#### 4.3.5.4 – Circuito do Motor de Separação de Emergência Auxiliar

Para resguardar o sistema contra eventuais falhas do motor elétrico de separação de emergência ou mesmo contra a perda de fornecimento de energia elétrica, o mecanismo de acionamento da mesa conta com um motor auxiliar de separação de emergência movido por ar comprimido.

Este motor é acionado se o motor elétrico não iniciar a separação de emergência 0,5 segundos após o sinal de SCRAM. A atuação do motor é feita por uma válvula solenóide do tipo normalmente aberta. Esta válvula é constantemente alimentada através dos contatos de um relê de tempo. A solenoide do relê é alimentada pelos contatos dos relês de SCRAM em paralelo com uma chave centrífuga acoplada ao parafuso de acionamento da mesa.

O diagrama da Figura 4.10, ilustra o funcionamento do circuito.

#### 4.3.5.5 – Circuito das Barras Absorvedoras

Para que o reator seja operado de maneira segura, um circuito de bloqueio impede que mais do que uma barra seja retirada por vez, possibilitando, entretanto, a inserção simultânea de até seis barras, por meio de motor.

O limite de seis barras é estabelecido pelo número de botões de acionamento, quatro para barras de controle e dois para barras de segurança, e pela capacidade da fonte de alimentação dos motores.

Os botões de acionamento das barras foram utilizados diretamente no circuito, contrariando a prática comum de usar relês de interposição. O circuito foi projetado desta maneira, em razão da maior confiabilidade e do melhor desempenho que esta configuração apresenta.

### 4.4 – O Painel de Controle

#### 4.4.1 – Descrição Geral

Todos os comandos e indicações de parâmetros físicos relacionados com a operação do reator, foram colocados no painel de controle.

O arranjo dos instrumentos no painel foi feito segundo a ordem em que eles são utilizados no processo de operação. A sequência de passos necessária para a partida do reator inicia-se do lado direito do painel e termina do lado esquerdo.

O formato escolhido para o painel, o de um U aberto, é ideal para reatores de pesquisa, pois possibilita uma eventual ampliação futura sem prejuízo do conforto do operador e da funcionalidade do painel.

As dimensões estabelecidas visaram colocar todos os comandos diretamente ligados à operação do reator ao alcance da mão de um operador de estatura média sentado em frente a parte central do painel.

As inscrições nos enunciadores de alarme podem ser lidas de qualquer ponto da área normalmente ocupada pelo operador.



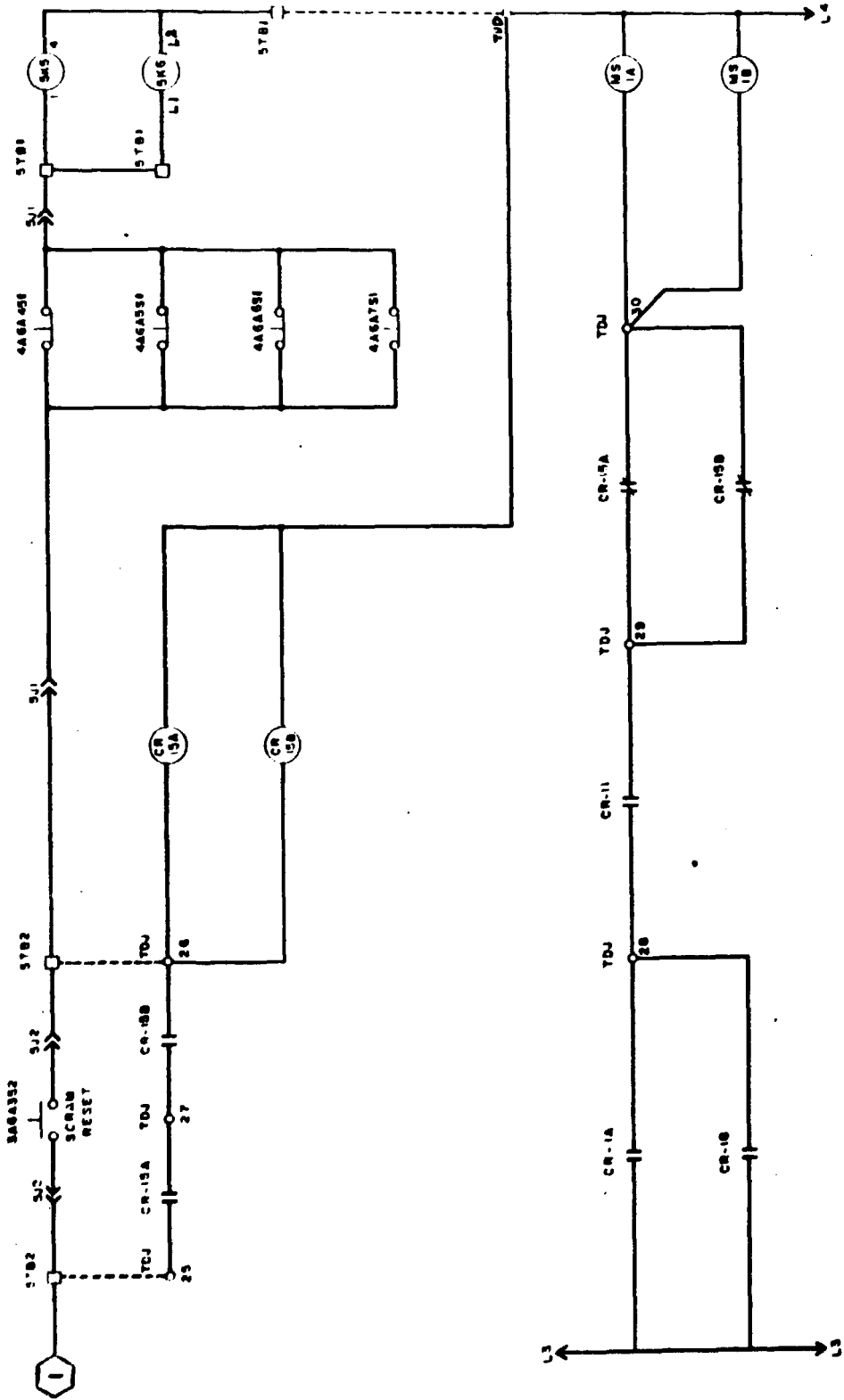


Figure 4.9 b



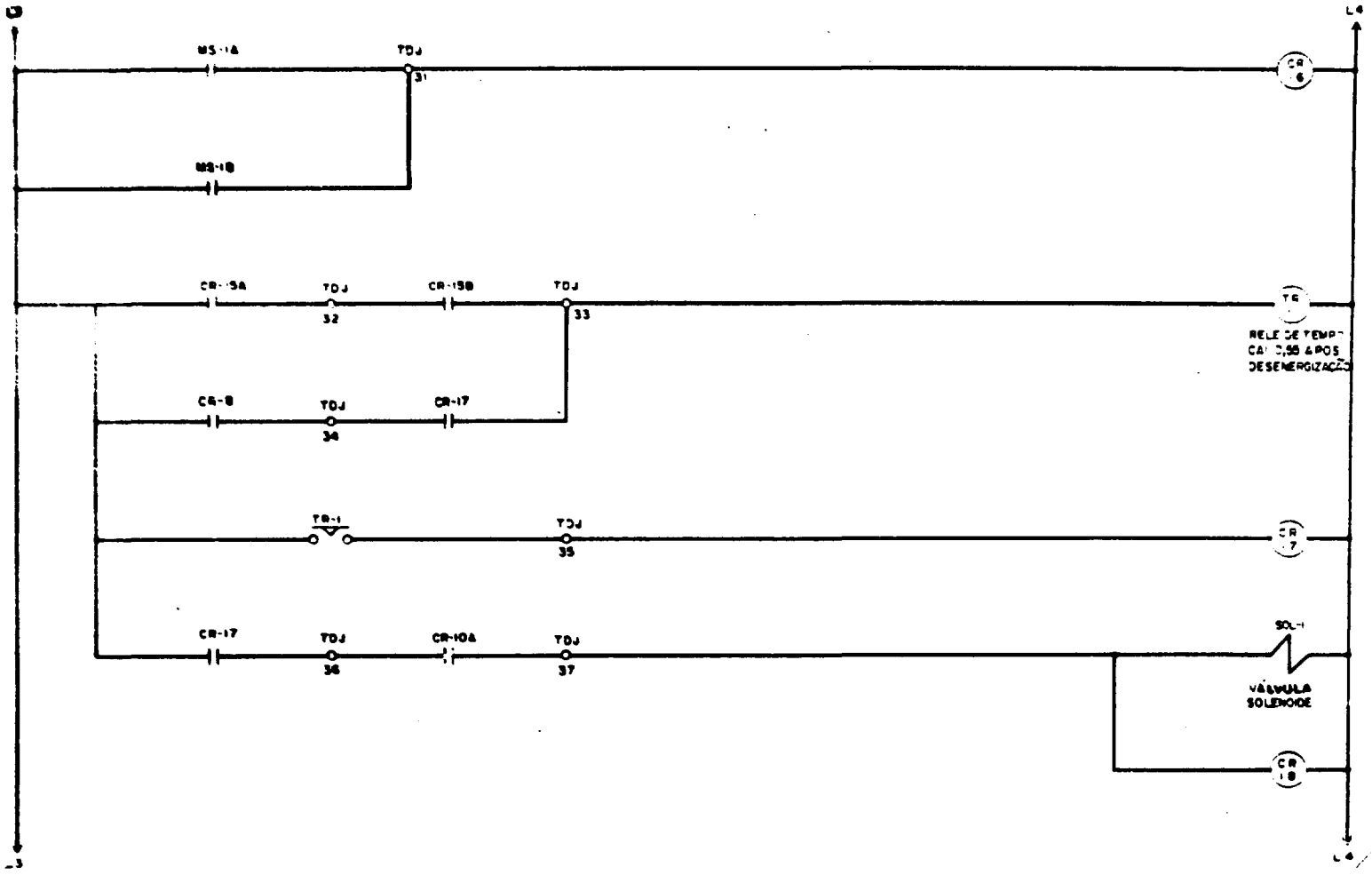


Figure 4.10

O projeto do painel, e a distribuição dos instrumentos foram feitos segundo recomendações de um ergonometrista especializado em painéis de controle para usinas nucleares<sup>(\*)</sup>.

Atendendo a estas recomendações, o número de lâmpadas sinalizadoras foi reduzida a um mínimo necessário. Optou-se pela utilização de botões indicadores, que tornam desnecessário o uso de lâmpadas piloto. O projeto dos circuitos de sinalização foi feito de maneira que as lâmpadas só acendem em situações normais. Os indicadores que devem ficar acesos durante todo o período de operação utilizam uma suave luz verde.

As cores do painel são suaves e foram escolhidas de maneira a não formar contrastes, pois um ambiente ameno sem muitas luzes e choques de cores tende a deixar o operador nervoso e tornar sua tarefa mais cansativa. Ref.<sup>(15)</sup> e <sup>(\*)</sup>.

#### 4.4.2 – Os Designadores

A identificação dos componentes no painel é feita de maneira muito simples. O painel é dividido em seis armários numerados de 1 a 6. Cada armário tem seis alturas; notadas A1, A2, ..., A6. Em determinada altura podemos ter N componentes, que serão indicados por A1, A2, ..., AN. Cada componente pode ter K sub-conjuntos, A1, A2, ..., AK, e assim por diante.

Desta forma, por exemplo, o designador 3A6A10A2-C se refere ao terminal C do segundo sub-conjunto do décimo componente da sexta gaveta do terceiro armário.

As barras de terminais recebem a notação TB. Do mesmo modo, 3TB2-37 se refere ao trigésimo sétimo terminal da segunda barra de terminais do terceiro armário.

A Figura 4.11 mostra uma vista geral do painel e as Figuras 4.12, 4.13, 4.14 e 4.15 mostram os principais quadros de controle.

#### 4.4.3 – Painel de Alarme

Montado na posição 5A1, existe um painel de alarme com cinquenta quadros rotulados, provido com alarme visual e sonoro, botão de tomada de conhecimento para silenciar o alarme sonoro, e botão de teste, que acende todos os quadros.

Cada quadro é equipado com duas lâmpadas, para evitar que a queima de uma delas comprometa a sua informação. É procedimento administrativo impedir que o reator seja operado com uma lâmpada queimada no anunciador.

O painel de alarme centraliza todos os alarmes do SIC de maneira resumida, isto é, os alarmes dos quatro canais de nível de fluxo de nêutrons são mandados para um único quadro no painel de alarme.

##### 4.4.3.1 – Alarme Vermelho

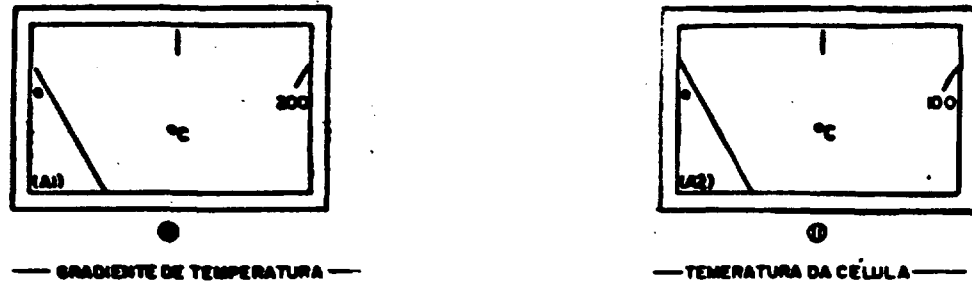
a) Período

b) Fluxo de nêutrons

---

(\*) Informação pessoal dada por Nicholas Del Paine, pertencente à Control & Electrical Branch de General Atomic Co., San Diego, Ca., USA.





BARRAS DE SEGURANÇA

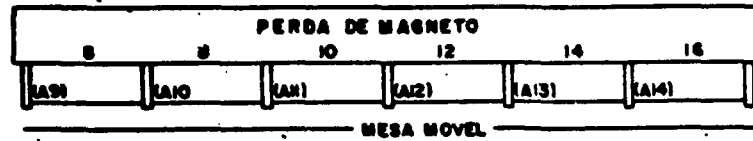
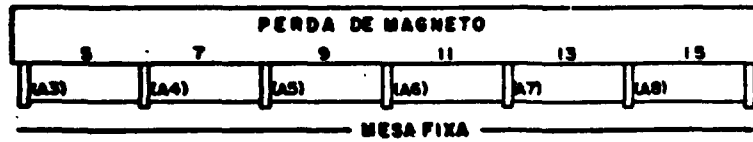
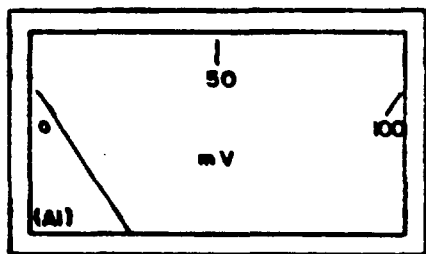
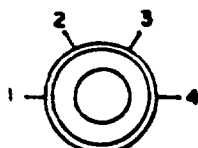


Figura 4.12 -- Quadro de Controle 5A6



(A1)



(A2)



(A3)  
FONTE  
DENTRO



(A4)  
VALVULA  
DE AR



(A5)  
MESAS  
SEPARADAS

SEPARAÇÃO DOS CANTOS

CURTO-CIRCUITO DE CONDIÇÕES



(A6)

(A7)

MESA FIXA



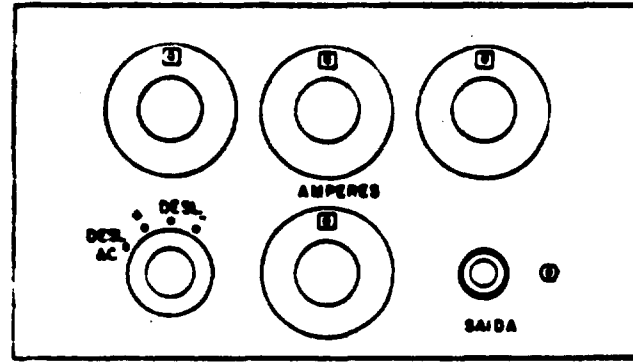
(A8)

(A9)

MESA MOVEL

CONTROLE DAS AMOSTRAS

Figura 4.13 - Quadro de Controle 2A6



①  
SUPERVISOR

②  
MESAS

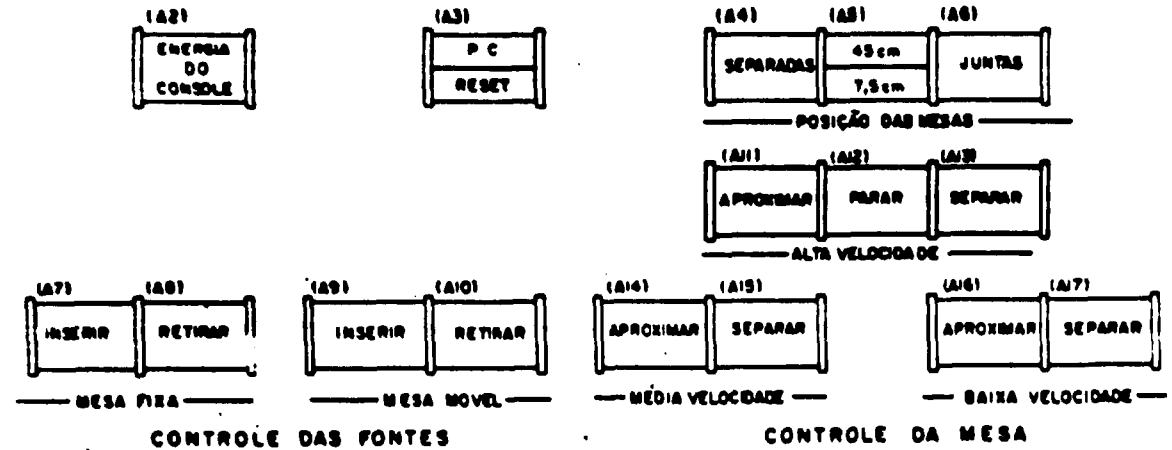
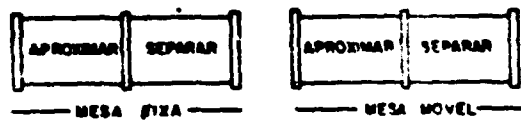
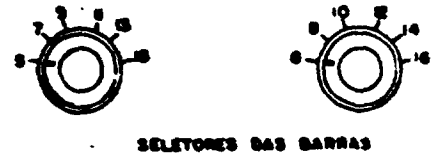
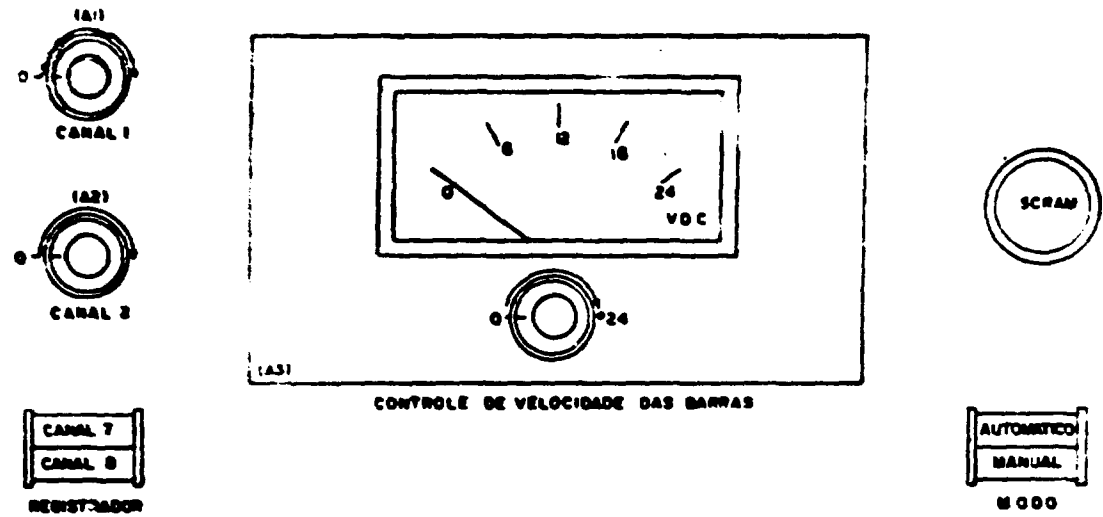
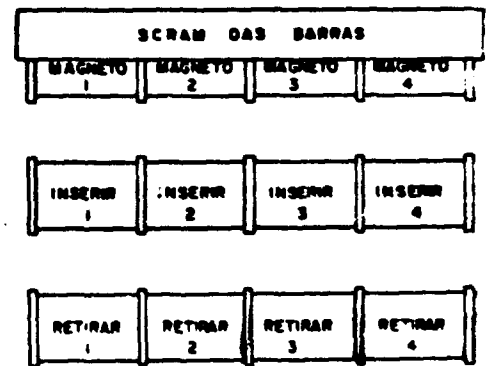


Figure 4.14 -- Quadro de Controle 3A6



BARRAS DE SEGURANÇA



BARRAS DE CONTROLE

Figura 4.15 - Quadro de Controle 4A6

- c) Gradiente de temperatura
- d) Temperatura na célula
- e) Pressão na célula

#### **4.4.3.2 – Alarme de Radiação Gama**

- a) Gama no reator
- b) Gama na célula
- c) Gama na exaustão
- d) Gama na exaustão de emergência
- e) Gama na chaminé.

#### **4.4.3.3 – Alarme Operacional**

- a) Porta principal aberta
- b) Tubo de combustível aberto
- c) Porta de escape aberta
- d) Porta de carga aberta
- e) Válvulas de entrada abertas
- f) Válvulas de saída abertas
- g) Embreagem desenergizada
- h) Cabo desconectado
- i) Obstrução de blindagem
- j) Obstrução de plataformas de carregamento
- k) Pressão do motor de ar
- l) Baixo nível de fluxo
- m) Período-mesa
- n) Alta tensão insuficiente
- o) Gerador de emergência ligado



- p) Temperatura da sala de controle alta
- q) Super-aquecimento do motor.

#### 4.4.3.4 – Condições de Exceção (Curto Circuito de Bloqueio-CC)

- a) CC - Válvulas fechadas
- b) CC - Fontes dentro
- c) CC - Mesas juntas.

A Figura 4.16 mostra todos os circuitos associados aos quadros do painel de alarme e demais sinalizadores do painel de controle.

#### 4.4.4 – A Alimentação Elétrica do Painel

O fornecimento de energia elétrica para o prédio do RPZ é feito segundo indica o diagrama unifilar simplificado da Figura 4.17. Existem praticamente três tipos diferentes de fornecimento: normal, de emergência e "No-break". O sistema "No-break" é composto por dois conjuntos independentes, para concordar com os critérios de redundância.

O SIC é inteiramente alimentado pelo sistema "No-break". Os cabos que conduzem energia para a célula têm uma bandeja especial no tunel destinado aos condutores elétricos.

## 5 – CÁLCULO DA CONFIABILIDADE DO SISTEMA DE SEGURANÇA DO RPZ

### 5.1 – Aspectos Gerais

Os problemas concernentes à confiabilidade de sistemas datam do começo do século. Desde o início da indústria ferroviária, por exemplo, foram feitos extensos estudos sobre as características de vida dos rolamentos utilizados nos trens. Deve-se citar também os esforços feitos pelas companhias geradoras e distribuidoras de eletricidade, que sempre procuraram tornar o fornecimento de energia elétrica 100% confiável, através da colocação de geradores em paralelo, interconexão de redes, etc.

Mas os estudos mais profundos sobre confiabilidade foram feitos pelas indústrias aeronáutica, aero-espacial e nuclear, onde o aspecto segurança é extremamente realçado.

Através da análise da confiabilidade, é possível encontrar os pontos fracos e os pontos super dimensionados de um sistema, tornando este tipo de análise imprescindível no projeto de alguns dos sistemas mais complexos das aeronaves, cosmonaves e reatores nucleares.

Por esta razão, utilizou-se a análise de confiabilidade para o projeto RPZ, desenvolvendo-se, na oportunidade, um código de computação para quantificá-la, código este que pode ser aplicado a qualquer outro tipo de sistema.

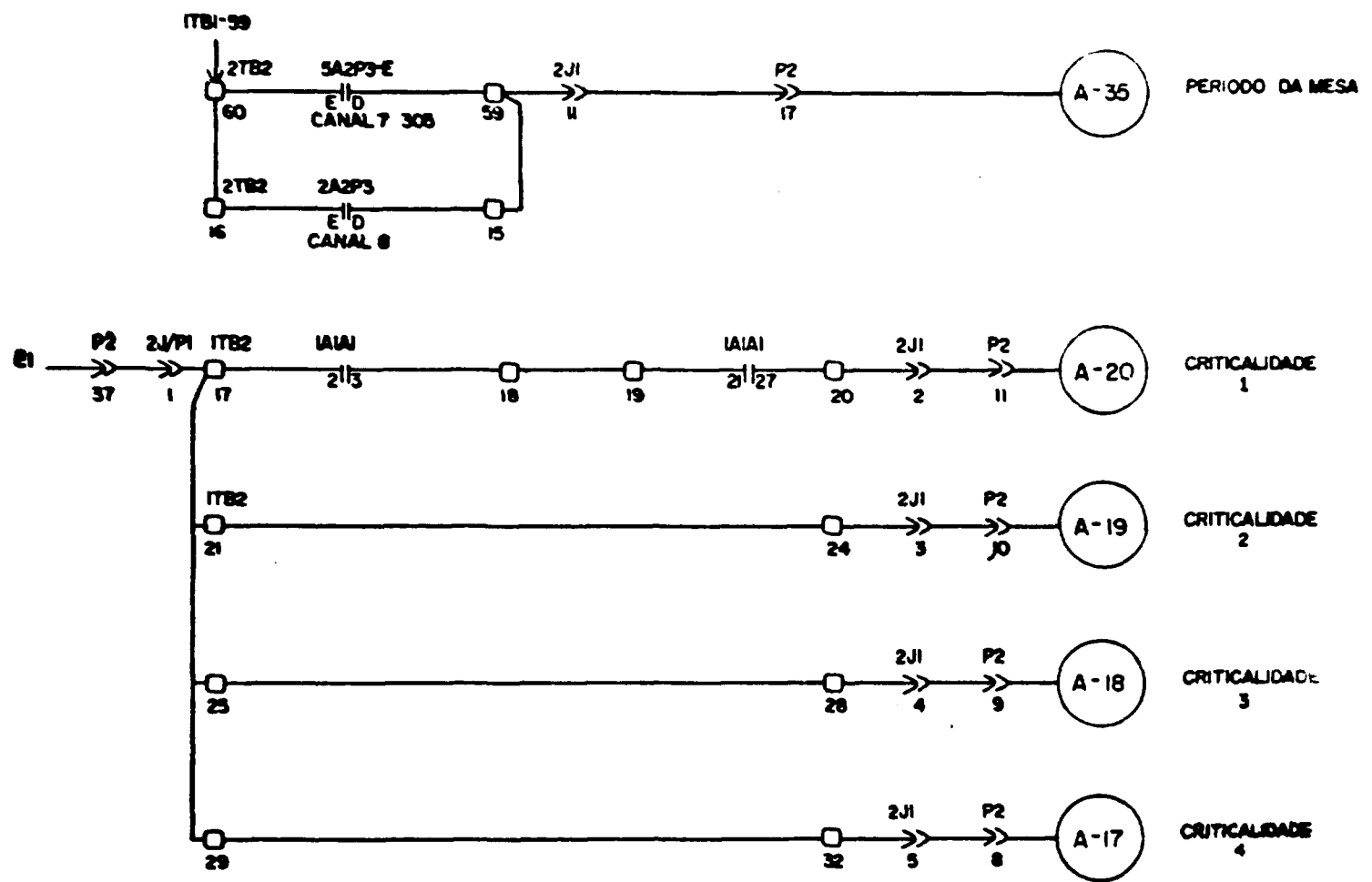


Figura 4.16 a - Circuitos de Alarme

DE 5TB2-68

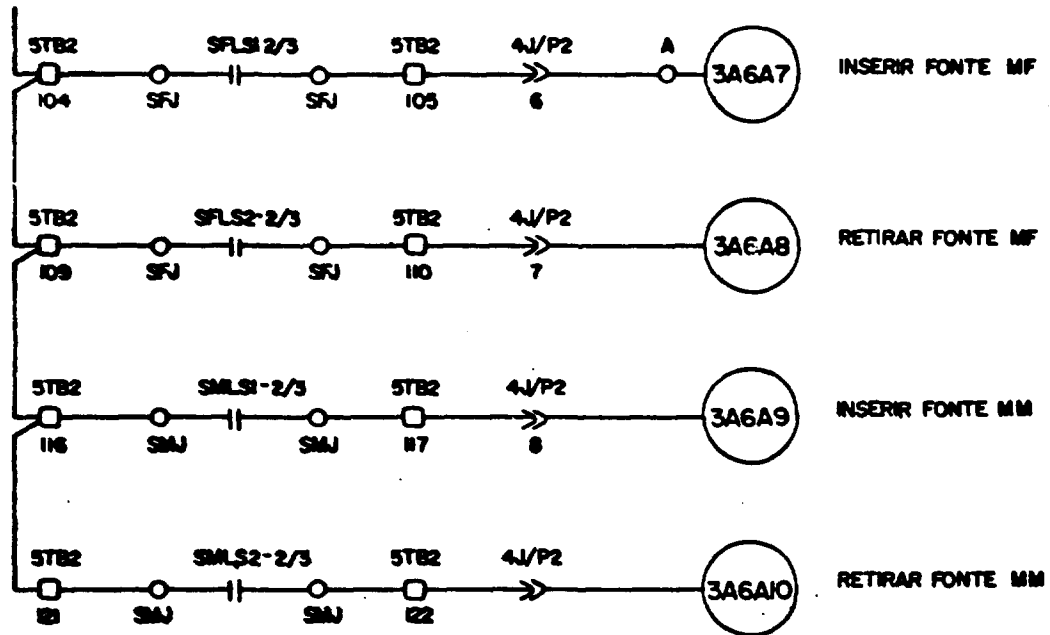


Figura 4.16 b

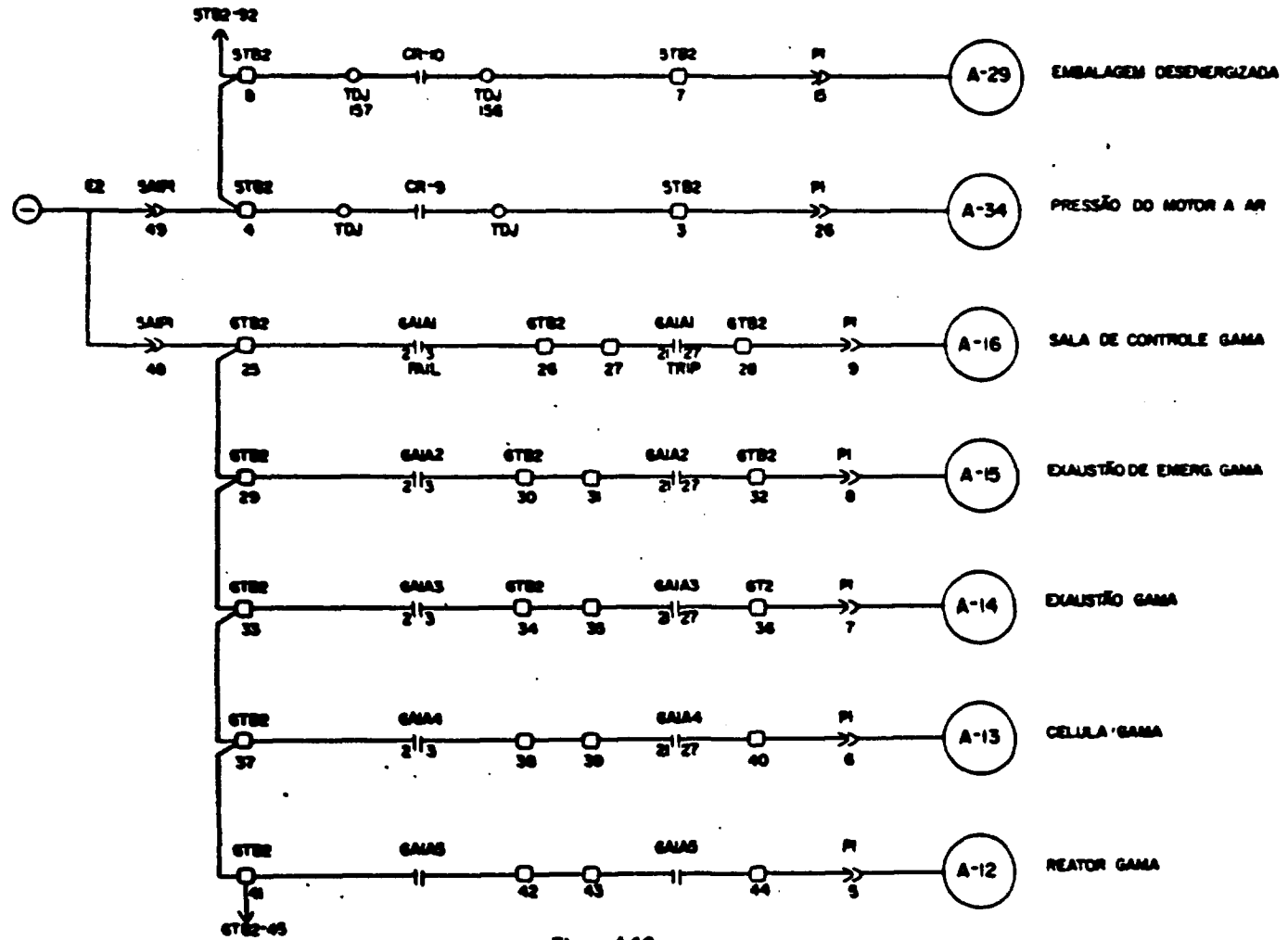


Figura 4.16 c

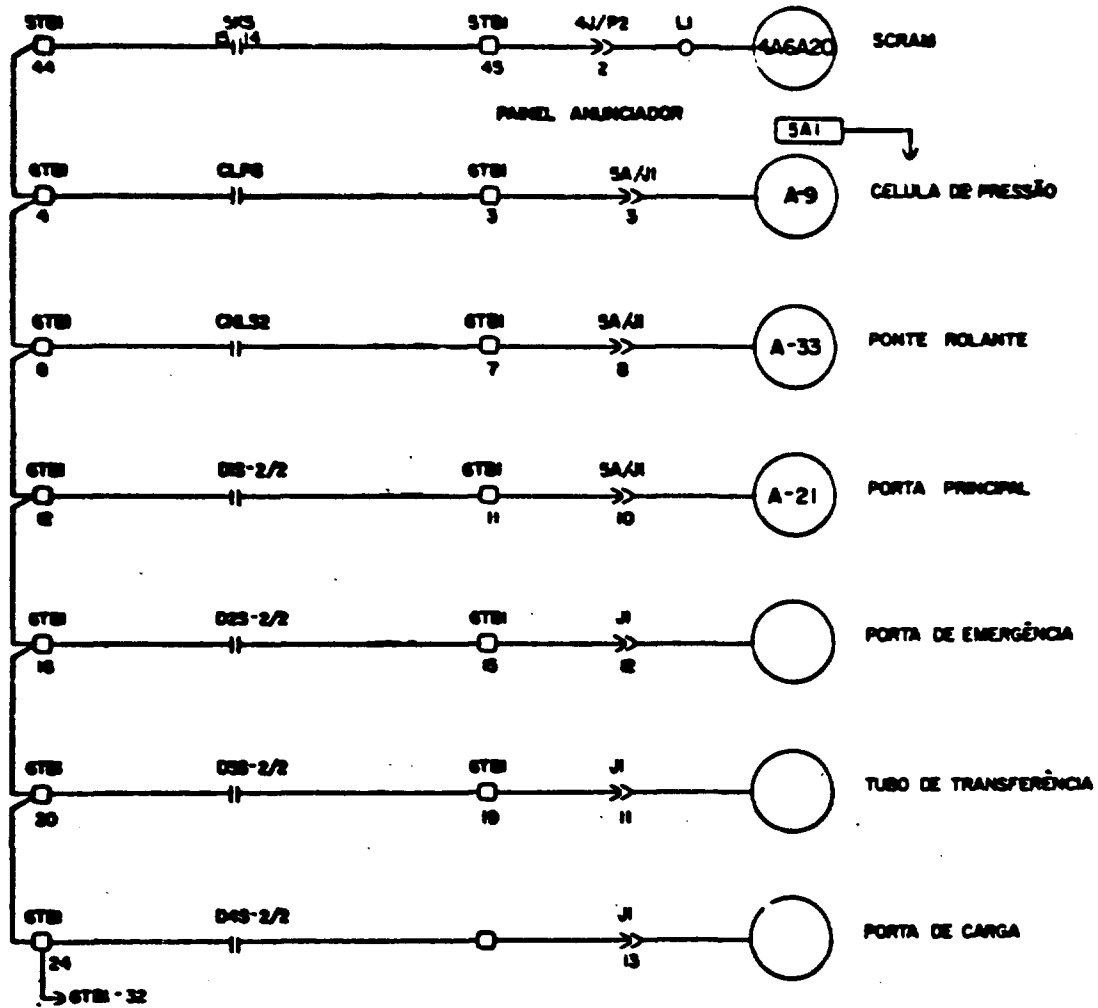


Figura 4.16 d

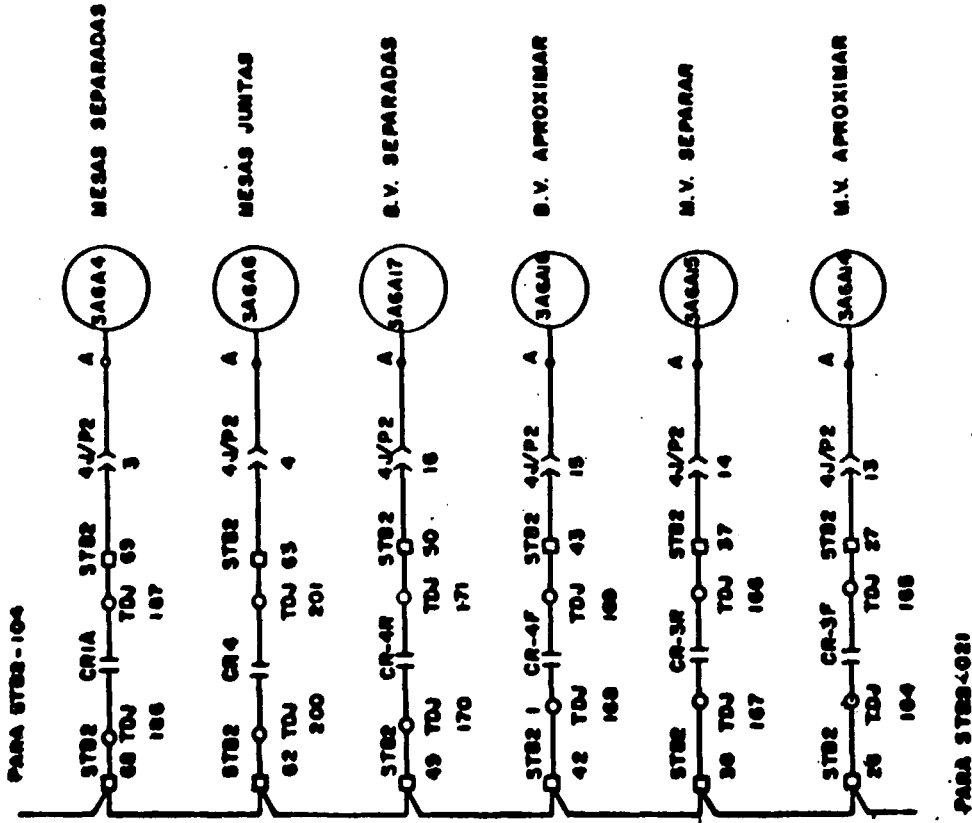


Figure 4.16 e

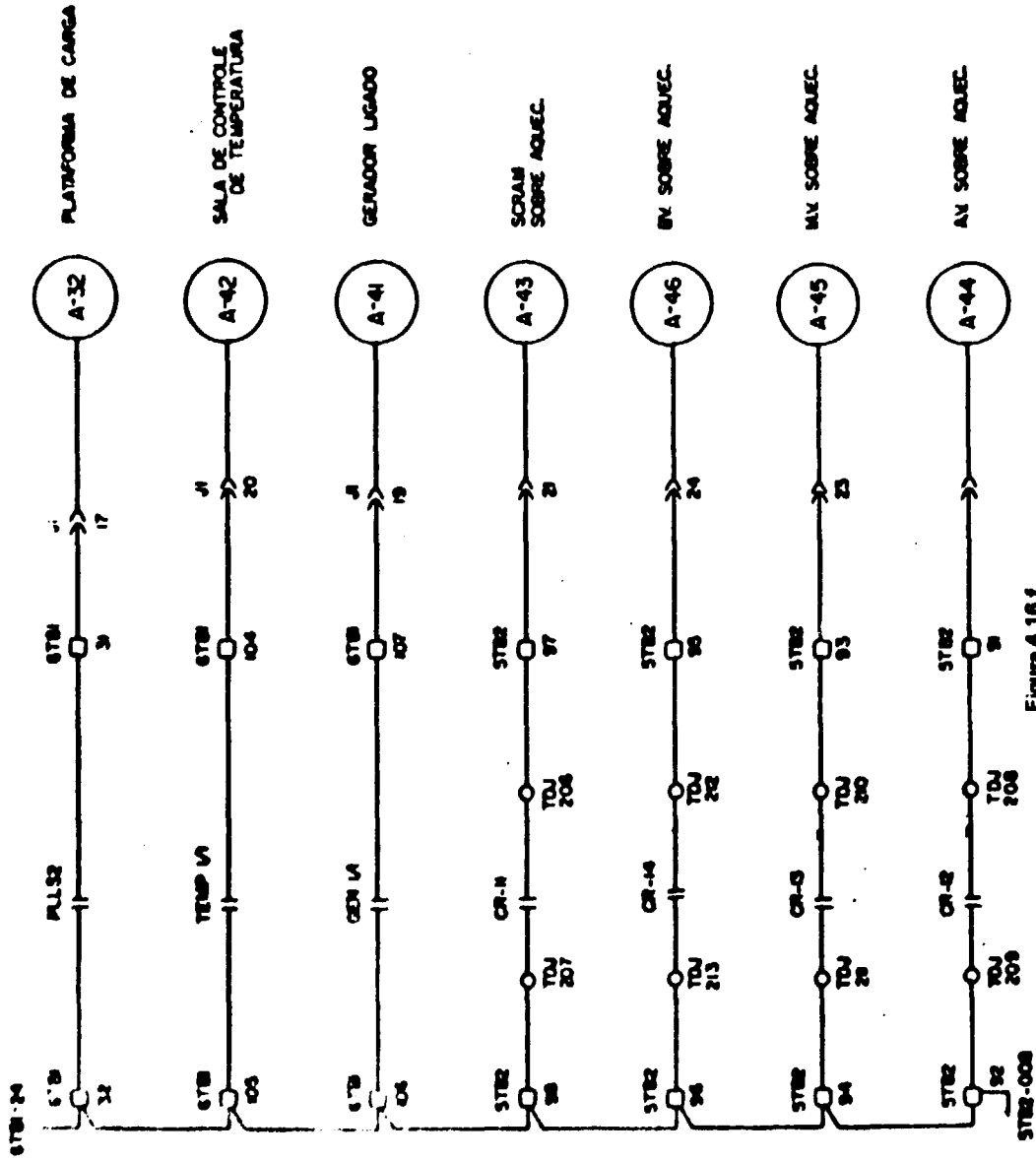


Figura 4.16 f

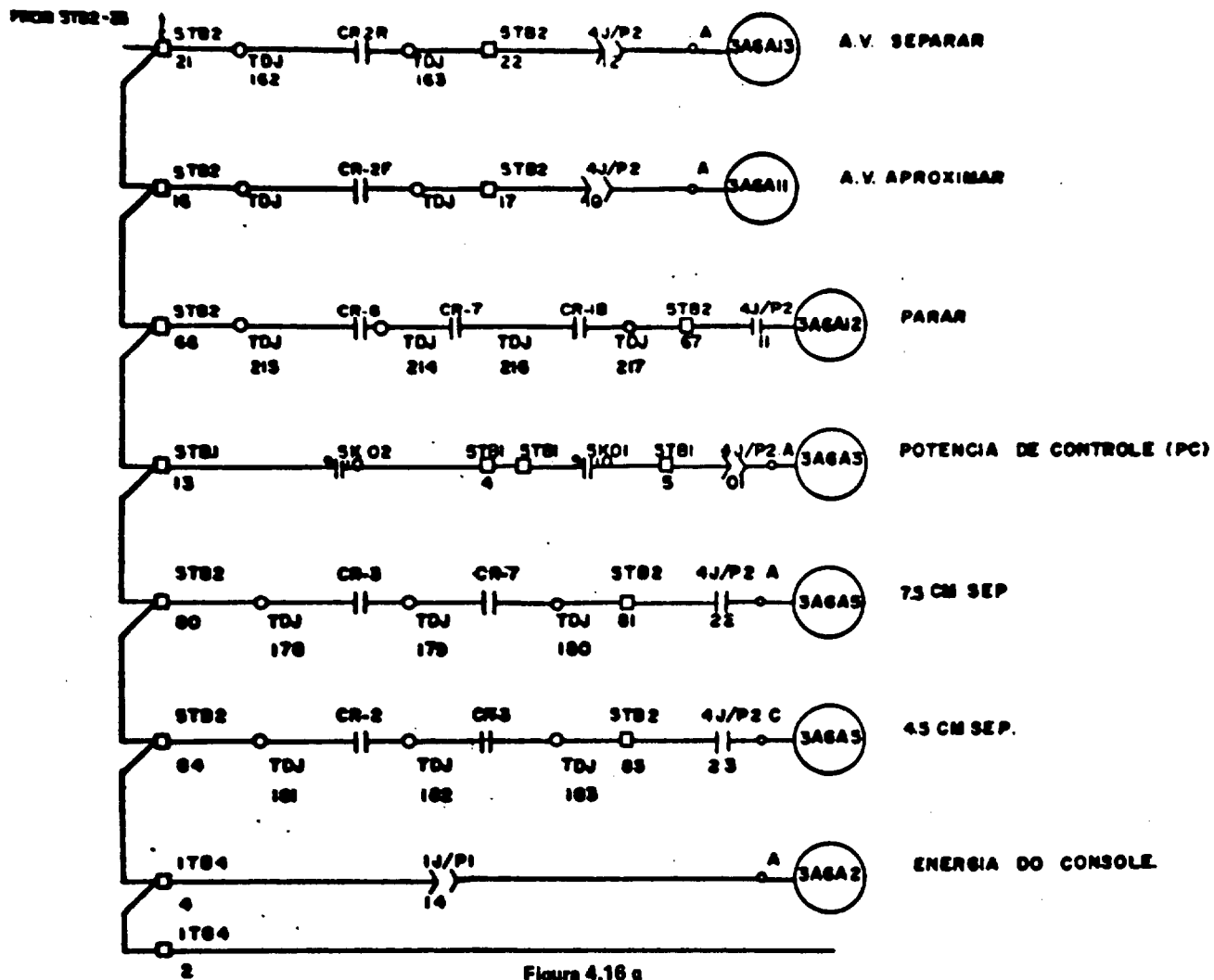


Figura 4.16 g



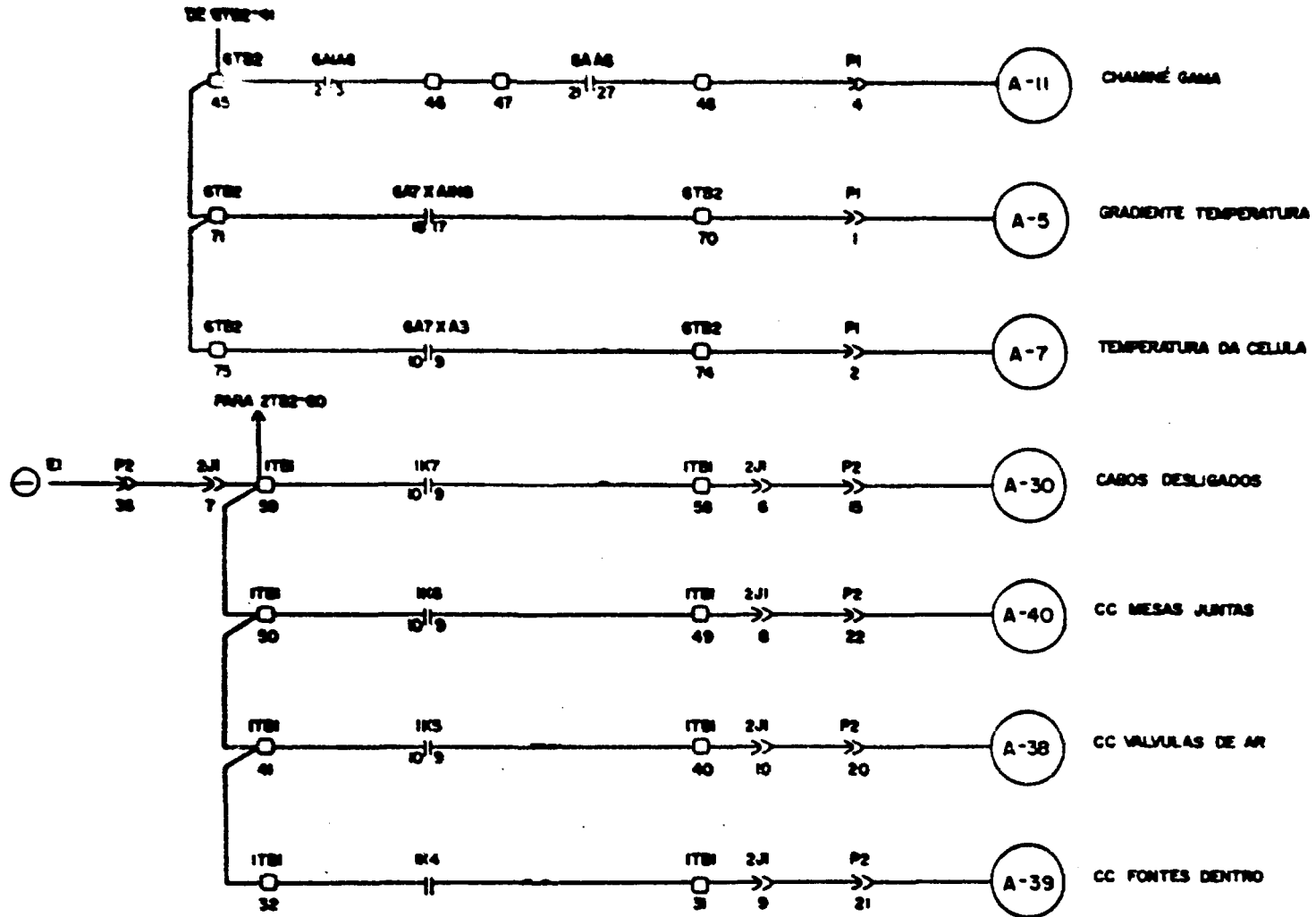


Figura 4.16 h

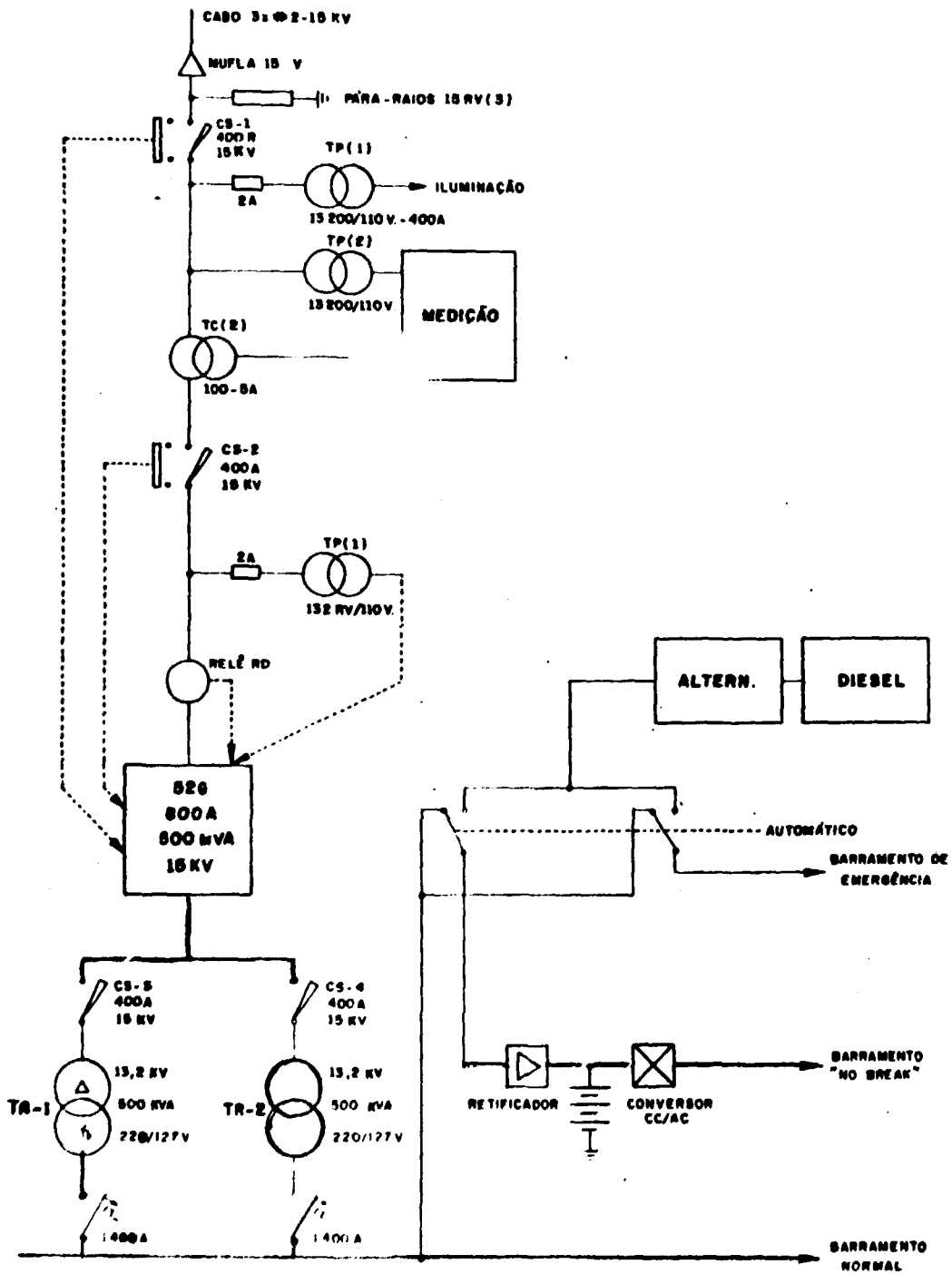


Figura 4.17

## 5.2 – Definições Básicas

### 5.2.1 – Confiabilidade (C)

Tecnicamente, a confiabilidade é definida como a característica de um componente ou sistema expressa pela probabilidade de que este componente ou sistema irá executar suas funções sob as condições especificadas e por um período de tempo determinado.

### 5.2.2 – Disponibilidade (D)

É a característica de um componente ou sistema expressa pela probabilidade  $r^*$  que este componente ou sistema estará operando em um determinado instante.

### 5.2.3 – Taxa de Falhas ( $\lambda$ ) de um Ítem

É o número esperado de falhas de um determinado tipo em um determinado intervalo de tempo.

### 5.2.4 – Tempo Médio entre Falhas (TMEF)

É a média aritmética dos tempos entre falhas de um ítem.

### 5.2.5 – Tempo Médio para Reparos (TMPR)

É a média aritmética dos tempos requeridos para completar uma atividade de reparo.

### 5.2.6 – Cálculo da Confiabilidade e da Disponibilidade

Considere-se uma população de amostras de um determinado componente sob teste. No instante  $t$  existem  $N(t)$  amostras. Se a taxa de falhas variar com o tempo, a variação do número de amostras com o tempo é dada pela expressão:

$$\frac{dN(t)}{dt} = -\lambda(t) \cdot N(t) \quad (\text{Eq.5.1})$$

A confiabilidade das amostras consideradas no instante  $t$ ,  $n(t)$ , é dada pela razão entre o número de amostras "sobreviventes" e o número de amostras no instante inicial  $t_0$ . Desta forma:

$$\frac{dN(t)}{N(t)} = -\lambda(t) dt$$

$$\ln N(t) \int_{t_0}^t = - \int_{t_0}^t \lambda(t) dt$$

$$\frac{N(t)}{N(t_0)} = \exp \left[ - \int_{t_0}^t \lambda(t) dt \right] \quad (\text{Eq.5.2})$$

$$C(t) = \exp \left[ - \int_{t_0}^t \lambda(t) dt \right] \quad (\text{Eq.5.3})$$

A função  $\lambda(t)$  geralmente não é conhecida. Sabe-se somente que a curva representada esta função tem o formato de uma banheira, como ilustra a Figura 5.1, e que é dividida em três regiões distintas:

- a) A região caracterizada por uma elevada taxa de falhas, devido à problemas de fabricação.
- b) Região de taxa de falhas constante.
- c) Região de desgaste dos componentes.

Como o intervalo de tempo que determina a primeira região é geralmente consumido em testes e verificações dos componentes, considere-se somente a segunda região onde  $\lambda(t)$  é constante. Demonstra-se que este valor constante, representado por  $\lambda$ , é igual a:

$$\lambda = \frac{1}{\text{TMEF}} \quad (\text{Eq.5.4})$$

com  $\lambda(t) = \lambda$ , a expressão Eq. 5.3 torna-se:

$$C(t) = \exp \lambda(t-t_0) \quad (\text{Eq.5.5})$$

A disponibilidade é dada pela razão

$$\text{Disponibilidade} = \frac{\text{tempo em que o componente está funcionando}}{\text{tempo total de observação}} \quad (\text{Eq.5.6})$$

Obviamente, no cálculo da disponibilidade devem ser considerados os tempos de teste e manutenção. Para efeito de cálculo, o componente consertado passa a ser considerado como novo, o que não ocorre no caso de confiabilidade.

Para se calcular a confiabilidade ou a disponibilidade de um sistema recorre-se à álgebra Booleana, para facilitar o relacionamento entre os componentes segundo suas funções lógicas no sistema.

Como exemplo, considere-se o caso de três detetores: A, B e C, ligados segundo a lógica 2 em 3. Como já foi explicado em capítulos anteriores, este sistema só fornece sinal de alarme se pelo menos

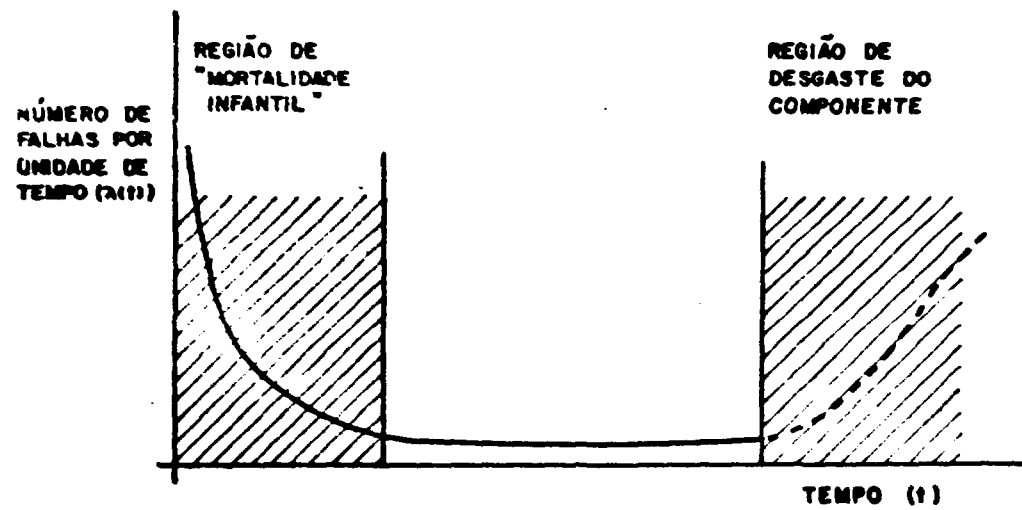


Figura 5.1 – Característica da Distribuição da Taxa de Falhas

dois detetores indicarem situação perigosa. Existem diversos métodos para calcular a confiabilidade deste sistema. Um método básico é o de construir uma tabela-verdade, como a indicada na Tabela V.1, onde 1 representa a operação correta e 0 representa falha. Outra notação utilizada é a barra sobre a letra, que identifica o componente, que não funciona.

Tabela V.1

Tabela Verdade do Sistema – Exemplo

Arranjo	A	B	C	Sistema	Termo
1.	0	0	0	0	$\bar{A} \bar{B} \bar{C}$
2.	0	0	1	0	$\bar{A} \bar{B} C$
3.	0	1	0	0	$\bar{A} B \bar{C}$
4.	0	1	1	1	$\bar{A} B C$
5.	1	0	0	0	$A \bar{B} \bar{C}$
6.	1	0	1	1	$A \bar{B} C$
7.	1	1	0	1	$A B \bar{C}$
8.	1	1	1	1	$A B C$

Sendo X um componente genérico, nota-se:

$p(X)$  -- a probabilidade do componente X operar satisfatoriamente;

$p(\bar{X})$  -- a probabilidade do componente X falhar.

Como os dois eventos são mutuamente exclusivos:

$$p(\bar{X}) = 1 - p(X) \quad (\text{Eq.5.7})$$

Conhecendo-se a razão de falhas do componente X,  $\lambda_x$ , e o tempo que ele deve funcionar, t,  $p(X)$  é calculado facilmente pela expressão:

$$p(X) = 1 - e^{-\lambda_x t} \quad (\text{Eq.5.8})$$

Utilizando as expressões (eq. 5.8) e (Eq. 5.7) para os componentes A, B e C, calcula-se a probabilidade do sistema operar com sucesso pela expressão:

$$p(S) = p(\bar{A})p(B)p(C) + p(A)p(\bar{B})p(C) + p(A)p(B)p(\bar{C}) + p(A)p(B)p(C) \quad (\text{Eq.5.9})$$

O cálculo da confiabilidade através da tabela-verdade é muito confortável e seguro quando o sistema estudado é composto por poucos componentes. Para sistemas mais complexos é aconselhável

utilizar-se diretamente expressões booleanas, diagramas de confiabilidade ou árvores de falhas. Estes métodos de cálculo são descritos nas Refs. (2,6,8,9,13,19,27,38,42,43).

O cálculo da confiabilidade utilizando análise por árvore de falhas é muito mais simples, informativo e preciso que os métodos alternativos. Devido a estas características, é o método mais utilizado atualmente pelos analistas de confiabilidade e foi o escolhido para o cálculo da confiabilidade do sistema de SCRAM do RPZ. Por esta razão, serão apresentados os princípios básicos deste método na próxima secção.

### 5.2.7 – Cálculo da Confiabilidade Utilizando Análise por Árvore de Falhas

A construção de uma árvore de falhas é precedida de uma análise detalhada que envolve cada um dos componentes do sistema. Nesta análise procura-se avaliar todos os modos possíveis que os componentes podem falhar.

Terminada esta fase, inicia-se a construção da árvore propriamente dita.

A árvore nasce do evento principal, que é a falha total do sistema. Daí nascem as primeiras ramificações, que conduzem à falhas de subsistemas, destes nascem mais ramificações, que levam à falhas de conjuntos que constituem os subsistemas e assim por diante até que sejam atingidos os eventos primários, isto é, falhas dos componentes básicos do sistema. As ramificações da árvore são relacionadas por meio de blocos lógicos. Os símbolos utilizados em uma árvore de falhas e seus significados são mostrados no Apêndice B – Simbologia. A Figura 5.2 ilustra a árvore de falhas do sistema de SCRAM do RPZ, que será descrita com detalhes na próxima secção.

Uma vez estabelecida a árvore de falhas, deve-se proceder à quantificação da mesma. Calcula-se a probabilidade de ocorrência de cada um dos eventos primários, e através da aplicação sucessiva das leis do cálculo das probabilidades, encontra-se a probabilidade do sistema falhar.

A confiabilidade do sistema é o complemento da probabilidade encontrada:

A título de exemplo, a probabilidade de ocorrência dos eventos A17, A18 e B7 da árvore de falhas da Figura 5.2d é dada por:

$$p(A17) = p(X44) \cdot p(X45)$$

$$p(A18) = p(X46) + p(X47) - p(X46) \cdot p(X47)$$

$$p(B7) = p(A17) + p(A18) - p(A17) \cdot p(A18)$$

onde:

$p(A17)$ ,  $p(A18)$  e  $p(B7)$  – probabilidade de ocorrência dos eventos resultantes A17, A18 e B7, respectivamente.

$p(x44)$ ,  $p(x45)$ ,  $p(x46)$  e  $p(x47)$  – probabilidade de ocorrência dos eventos primários 44, 45, 46 e 47.

### 5.3 – Árvore de Falhas do Sistema de Segurança do RPZ

A árvore de falhas do sistema de segurança do RPZ tem como evento principal o não funcionamento do sistema de SCRAM quando necessário. Isto ocorre quando a instrumentação não

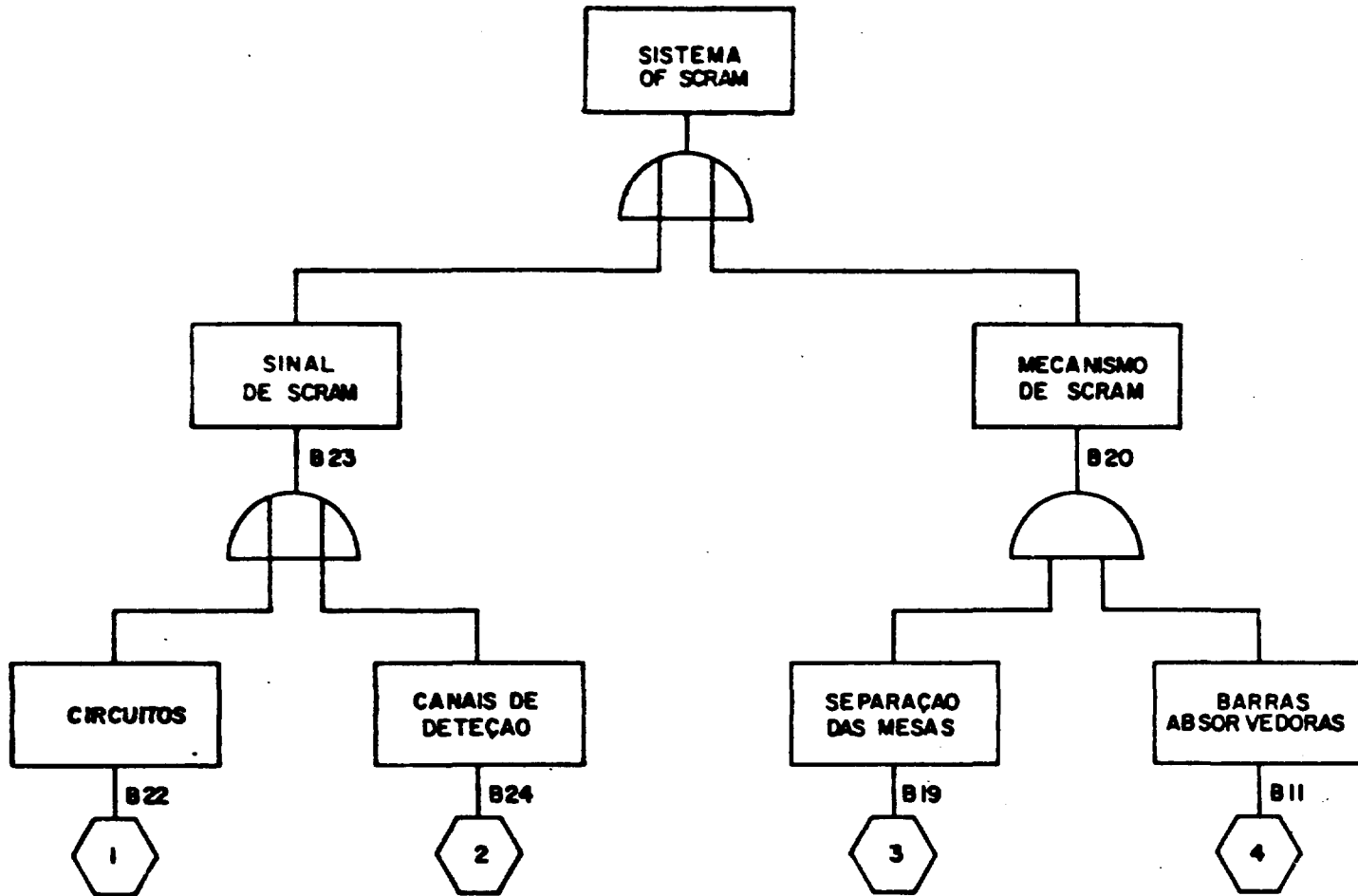
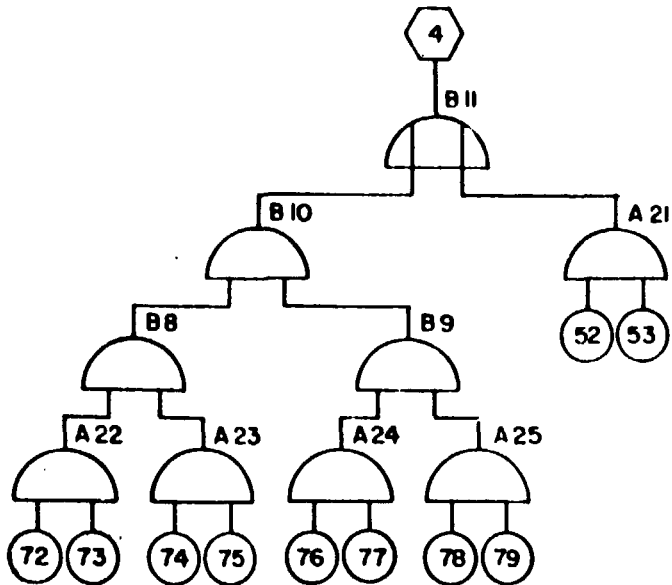


Figura 5.2.a - Árvore de Falhas do IEA-RPZ



## BARRAS ABSORVEDORAS



## CANAIS DE DETEÇÃO

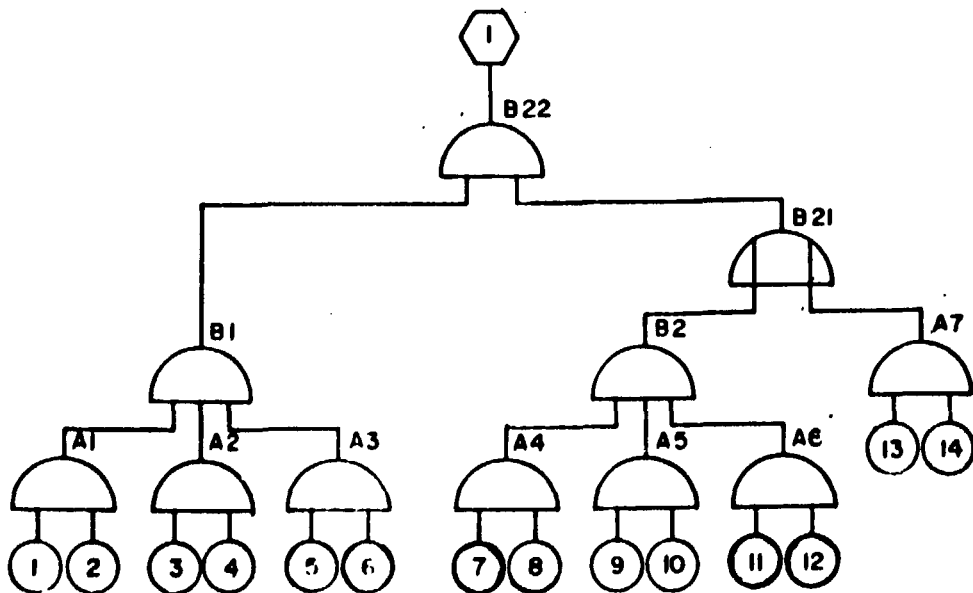


Figura 5.2 b - Árvore de Falhas do IEA-RPZ

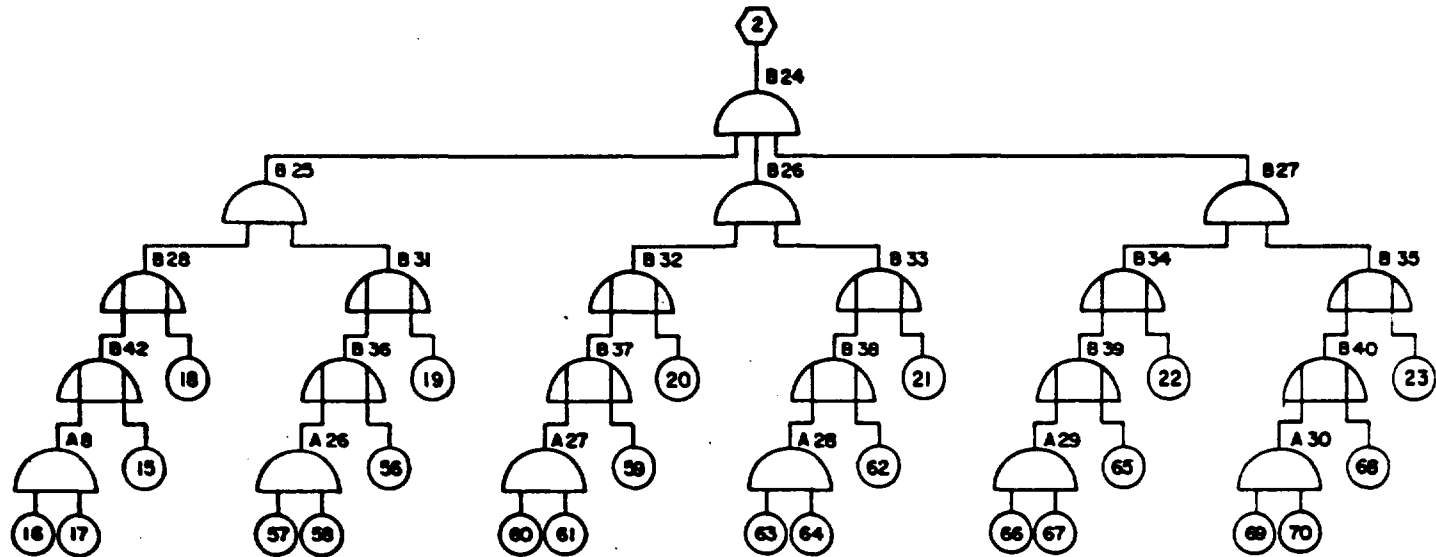


Figure 5.2.a – Árvore de Falhas do IEA-RPZ

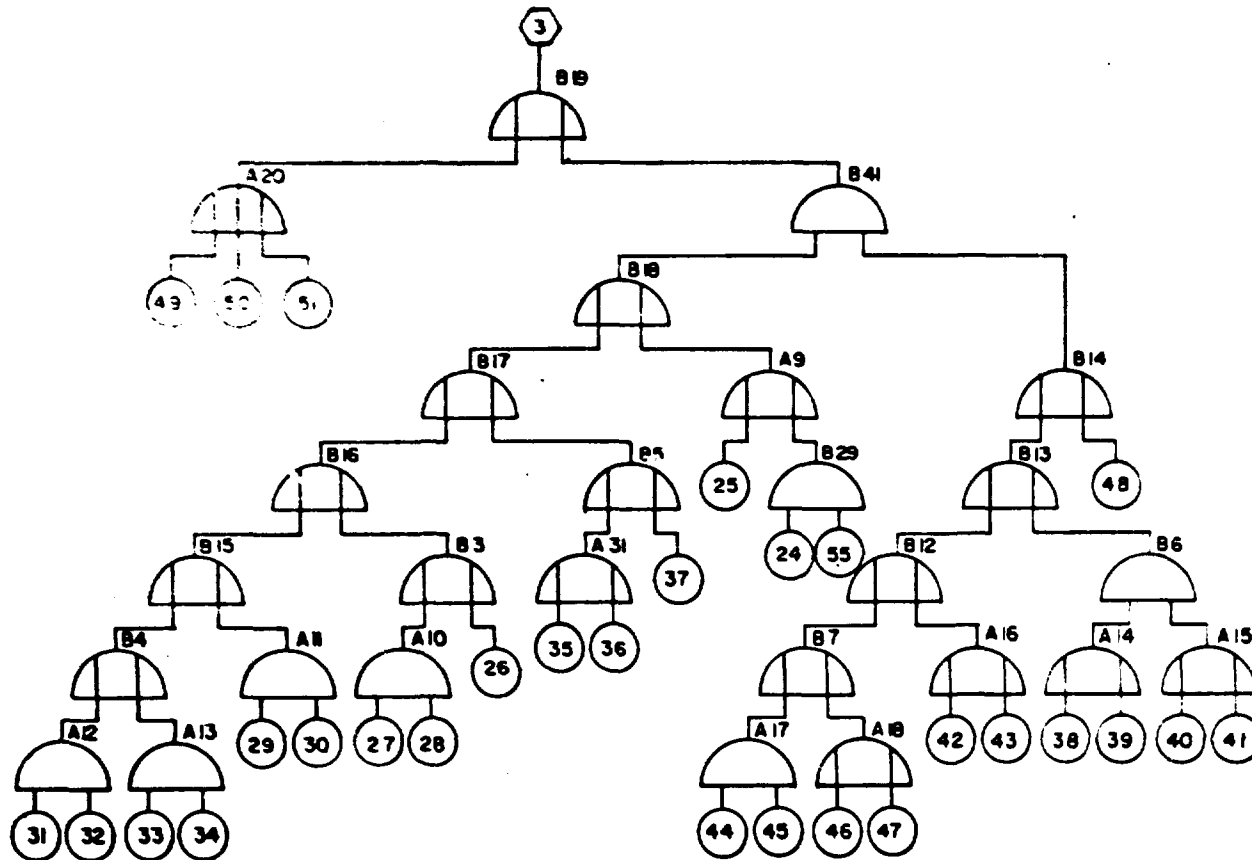


Figura 5.2.d – Árvore de Falhas do IEA-RPZ

fornece o sinal de alarme indicativo de um acidente ou o sistema de SCRAM não desliga o reator quando solicitado.

A árvore foi construída a partir das seguintes suposições:

- 1) Probabilidade de falha humana total, isto é, considerou-se que o operador só participa do processo de maneira totalmente desastrosa.
- 2) Nenhuma parte do reator sofre manutenção preventiva, ou inspeção, durante 8500 horas, o que equivale a um ano de operação.
- 3) A instrumentação de segurança é totalmente "cega" isto é, não oferece nenhuma informação ao operador para que ele possa verificar se os instrumentos estão funcionando convenientemente.

Todas estas suposições favorecem a segurança, pois:

- a) o projeto da instrumentação é a "prova de idiotas", isto é, não há nada que o operador possa fazer para evitar o funcionamento dos sistemas de segurança. O que ocorre realmente é que o operador tem meios de auxiliar o sistema de proteção, o que não é considerado nesta análise.
- b) As partes críticas do reator sofrem inspeção diária e sofrem manutenção preventiva em curtos intervalos de tempo, muito menores do que 8500 horas de operação.
- c) Toda instrumentação de segurança tem indicadores, que devem ser lidos pelo operador de hora em hora. Assim sendo, qualquer defeito é logo percebido e o reator é desligado.

A árvore de falhas é auto-explicativa, sendo ilustrada na Figura 5.2. A Tabela V.2 dá o significado dos eventos primários X(1).

#### 5.4 – Quantificação da Árvore de Falhas

A cada evento primário da árvore de falhas corresponde um tempo médio entre falhas (TMEF) e um fator de erro ( $e$ ). Este fator de erro é escolhido de acordo com a precisão que se obtém da taxa de falhas. A título de exemplo: o fator 3 é utilizado quando a taxa de falhas é calculada com base em uma grande quantidade de dados específicos, e um fator 10 é utilizado quando conta-se com uma pequena quantidade de dados ou dispõe-se de dados não específicos.

O fator de erro determina uma faixa para o TMEF cujos limites são:

$$\text{Limite inferior: } \frac{\text{TMEF}}{e}$$

$$\text{Limite superior: } \text{TMEF} \cdot e$$

A distribuição de TMEF é log-normal e pode-se dizer que o valor "real" cai dentro de uma faixa especificada com 90% de confiança.

Para o cálculo da confiabilidade do RPZ dispunha-se de dois tipos de dados:

- a) Dados específicos dos componentes utilizados.
- b) Dados de componentes similares. Ref. (34).

Tabela V.2

Tempo Médio entre Falhas dos Eventos Primários

Evento	Elemento	Falha	MTTF (h)	Erro	Prob. de Falha sob demanda
1	Canal 7 – Relê de mercúrio	Y2	$3,3 \times 10^8$	3	
2	Canal 8 – Relê de mercúrio	Y2	$3,3 \times 10^8$	3	
3	Canal 5 – Relê de mercúrio	Y2	$3,3 \times 10^8$	3	
4	Canal 6 – Relê de mercúrio	Y2	$3,3 \times 10^8$	3	
5	Canal 3 – Relê de mercúrio	Y2	$3,3 \times 10^8$	3	
6	Canal 4 – Relê de mercúrio	Y2	$3,3 \times 10^8$	3	
7	Canal 7 – Relê normal	Y2	$3,3 \times 10^7$	3	
8	Canal 8 – Relê normal	Y2	$3,3 \times 10^7$	3	
9	Canal 5 – Relê normal	Y2	$3,3 \times 10^7$	3	
10	Canal 6 – Relê normal	Y2	$3,3 \times 10^7$	3	
11	Canal 3 – Relê normal	Y2	$3,3 \times 10^7$	3	
12	Canal 4 – Relê normal	Y2	$3,3 \times 10^7$	3	
13	5K1 – Relê de potência de controle	Y2	$3,3 \times 10^7$	3	
14	5K2 – Relê de potência de controle	Y2	$3,3 \times 10^7$	3	
15	Canal 7 – Circuito de detecção		$1,0 \times 10^7$	10	
16	Canal 7 – Fonte de AT		$1,0 \times 10^7$	10	
17	Canal 7 – Circ. de prot. contra perda de AT		$1,0 \times 10^5$	3	
18	Canal 7 – Circ. de prot. do reator		$1,7 \times 10^5$	3	
19	Canal 8 – Circ. de prot. do reator		$1,7 \times 10^5$	3	
20	Canal 5 – Circ. de prot. do reator		$1,7 \times 10^5$	3	
21	Canal 6 – Circ. de prot. do reator		$1,7 \times 10^5$	3	
22	Canal 3 – Circ. de prot. do reator		$1,7 \times 10^5$	3	
23	Canal 4 – Circ. de prot. do reator		$1,7 \times 10^5$	3	
24	Fornecimento de energia elétrica		$3,3 \times 10^2$	10	
25	MI – Motor de separação	.	$1,7 \times 10^6$	10	$3 \times 10^{-4}$
26	CR-11 Relê de proteção de MI		$1,0 \times 10^6$	3	
27	MSIA – Contactor de MI	XI	$3,3 \times 10^6$	3	
28	MSIB – Contactor de MI	XI	$3,3 \times 10^6$	3	
29	CR-15A – Relê de SCRAM	X2	$1,0 \times 10^7$	3	
30	CR-15B – Relê de SCRAM	X2	$1,0 \times 10^7$	3	
31	LS-IA – Chave de fim de curso	X2	$1,0 \times 10^7$	3	
32	LS-IB – Chave de fim de curso	X2	$1,0 \times 10^7$	3	
33	CR-IA – Relê de bloqueio	XI	$1,0 \times 10^7$	3	
34	CR-IB – Relê de bloqueio	XI	$1,0 \times 10^7$	3	
35	MC-I – Embreagem de MI	.	$1,7 \times 10^6$	3	$3 \times 10^{-4}$
36	REC-I – Fonte de CC para embreagem		$1,0 \times 10^6$	10	
37	CR-18 – Relê indicador de motor a ar energ.		$1,0 \times 10^7$	10	
38	Compressor		$3,3 \times 10^3$	10	
39	Tubulação e armazenamento de ar comprimido		$1,0 \times 10^8$	30	
40	PS-I – Chave de pressão de ar comprimido		$1,0 \times 10^6$	10	
41	CR-9 – Relê ind. de pressão insuf.		$1,0 \times 10^7$	10	
42	SOL-I – Válvula solenóide	*Y2	$1,7 \times 10^6$	10	$3 \times 10^{-4}$
43	CR-10A – Relê ind. de perda de energia	Y2	$3,3 \times 10^8$	3	

continua

continuação

Evento	Elemento	Falha	MTTF (h)	Erro	Prob. de Falha sob demanda
44	CR-15A – Relê de SCRAM	Y2	$3,3 \times 10^8$	3	
45	CR-15B – Relê de SCRAM	Y2	$3,3 \times 10^8$	3	
46	CR-17 – Relê auxiliar	Y2	$3,3 \times 10^8$	3	
47	TR-I – Relê de tempo	Y2	$3,3 \times 10^8$	3	
48	M-5 – Motor movido por ar	•	$1,7 \times 10^5$	10	$3 \times 10^{-3}$
49	Parafuso de acionamento		$1,0 \times 10^6$	30	
50	Porca de arraste		$1,0 \times 10^5$	30	
51	Roletes		$1,0 \times 10^5$	30	
52	5K6 – Relê de estado sólido, fonte CC dos mag.		$3,3 \times 10^5$	10	
53	5K5 – Relê, fonte CC dos mag.	Y2	$3,3 \times 10^8$	3	
54	Barra de controle	•	$3,3 \times 10^6$	10	$1,0 \times 10^{-6}$
55	No-Break		$3,3 \times 10^5$	10	
56	Canal 8 – Circuito de detecção		$1,0 \times 10^7$	10	
57	Canal 8 – Fonte de AT		$1,0 \times 10^7$	10	
58	Canal 8 – Circ. de prot. contra perda de AT		$1,7 \times 10^5$	3	
59	Canal 5 – Circuito de detecção		$1,0 \times 10^7$	10	
60	Canal 5 – Fonte de AT		$1,0 \times 10^7$	10	
61	Canal 5 – Circ. de prot. contra perda de AT		$1,7 \times 10^5$	3	
62	Canal 6 – Circuito de detecção		$1,0 \times 10^7$	3	
63	Canal 6 – Fonte de AT		$1,0 \times 10^7$	3	
64	Canal 6 – Circ. de prot. contra perda de AT		$1,5 \times 10^5$	3	
65	Canal 3 – Circuito de detecção		$1,0 \times 10^7$	10	
66	Canal 3 – Fonte de AT		$1,0 \times 10^7$	10	
67	Canal 3 – Circ. de prot. contra perda de AT		$1,7 \times 10^5$	3	
68	Canal 4 – Circuito de detecção		$1,0 \times 10^7$	10	
69	Canal 4 – Fonte de AT		$1,0 \times 10^7$	10	
70	Canal 4 – Circ. de prot. contra perda de AT		$1,7 \times 10^5$	3	
71					
78	Barras absorvedoras		$3,3 \times 10^6$	10	

- A probabilidade do componente falhar sob demanda é maior do que a probabilidade do componente falhar após o início da operação. O MTTF foi corrigido de maneira a equivaler estas probabilidades para o tempo da missão = 1500 horas.

X1 – não fecha quando energizado  
 X2 – não abre quando energizado  
 Y1 – não fecha quando desenergizado  
 Y2 – não abre quando desenergizado

Os tempos medios entre falhas e os fatores de erro utilizados encontram-se na Tabela V.2.

Com a árvore de falhas construída e de posse destes dados pode-se calcular a confiabilidade do sistema.

Este cálculo pode ser feito manualmente ou por meio de um computador. Como o IEA não dispunha de um programa de computação para o cálculo da confiabilidade foi desenvolvido um programa especial visando uma aplicação bem ampla. Este programa considera o tempo de reparos, fatores de polarização de falhas, etc.

O programa está descrito resumidamente no Apêndice A, onde também são apresentadas as sub-rotinas específicas para o cálculo da confiabilidade do RPZ.

Os resultados obtidos por este cálculo estão demonstrados e discutidos no próximo capítulo.

## 6 - CONCLUSÕES

### 6.1 - Resultados

O Sistema de Instrumentação e Controle do RPZ aqui proposto foi projetado para operar sem a utilização de instrumentos e componentes sofisticados. Esta proposição aparentemente paradoxal, é extremamente recomendável quando se projeta sistemas que devam apresentar elevado grau de confiabilidade, como é o caso do RPZ: Instrumentos e componentes comerciais oferecem menos riscos à segurança.

A análise da confiabilidade do SIC demonstrou que as probabilidades de ocorrência dos eventos B23 e B2D, eventos estes que ocasionam diretamente a falha do sistema de proteção, são praticamente iguais. Isto significa que existe um bom equilíbrio na árvore de falhas, isto é, o projeto está bem balanceado e o sistema só pode ser melhorado se os dois ramos da árvore forem melhorados em conjunto.

Da mesma forma, verifica-se que o mesmo tipo de equilíbrio ocorre nos ramos superiores. A confiabilidade do sistema só pode ser aumentada, e de maneira significativa, se fossem feitas, concomitantemente, os seguintes aperfeiçoamentos:

- a) Melhora das características do sistema "No-break"
- b) Melhora das características mecânicas do sub-sistema de separação das mesas, colocando-se parafusos de acionamento redundantes e maior número de trilhos de deslizamento.
- c) Melhora dos circuitos de proteção dos canais lineares ou a colocação de mais canais redundantes.

A execução de tais medidas é onerosa e só se justifica se a probabilidade de falha do sistema de proteção comprometer a segurança, o que não se justifica no presente caso.

A probabilidade média de falha do sistema de proteção do RPZ foi calculada e,  $1,51 \times 10^{-8}$  para um ano de operação contínua do reator. Considerando-se fatores de erro, foi determinado que a probabilidade de falha do sistema está compreendida entre  $1,08 \times 10^{-8}$  por ano com 90% de certeza.

Esse resultado foi obtido supondo-se diversas condições operacionais e deve ser interpretado da seguinte forma:

— Toda vez que o nível do fluxo de nêutrons atingir os valores limites, o reator deve ser desligado automaticamente pelo sistema de proteção para evitar que ocorra um acidente.

Durante um ano de operação ininterrupta, sem nenhuma espécie de manutenção, existirá uma possibilidade, em setenta milhões, de que o sistema de proteção não desligará automaticamente o reator diante de um aumento de reatividade. Esta probabilidade é extremamente pequena mesmo se comparada com sistemas de proteção de outros tipos de reatores<sup>(34)</sup>.

Pode-se supor o valor médio da faixa de probabilidade, sem perigo de subestimar a probabilidade de falha do sistema, porque o cálculo efetuado partiu de premissas que favorecem a segurança. Estas premissas são:

- a) A presença do operador como elemento auxiliar do sistema de proteção foi totalmente ignorada.
- b) Toda instrumentação foi considerada "cega", isto é, não foi considerada a possibilidade do operador perceber que um determinado instrumento não funciona satisfatoriamente pela leitura dos indicadores deste instrumento.
- c) Todos os componentes foram considerados como operantes durante todo o tempo (um ano). Isto não ocorre na realidade.
- d) Partiu-se do princípio que, durante um ano de operação, nenhum componente do sistema sofreu repro. Na realidade, o sistema deverá ser testado diariamente e grande parte dos componentes deverão sofrer manutenção semanal.

Mesmo sabendo que a probabilidade de um acidente devido à falha do sistema de proteção é bastante baixa, deve-se determinar o tipo de risco a que estão sujeitos as pessoas que trabalham ou moram nas cercanias do reator.

M. Granziera<sup>(14)</sup>, determinou as consequências deste tipo de acidente para diversas taxas de aumento de reatividade. Os cálculos demonstraram que, mesmo para o pior caso, a produção total de radioatividade é de 3129 curies e a liberação de energia é de ordem de 10 MJ.

Supondo-se que as válvulas que isolam a célula falhem, a radiação liberada provocaria a absorção de uma dose muito abaixo dos valores permitidos para uma pessoa localizada junto ao prédio do reator.

Dessa forma, pode-se concluir que existe, no máximo, uma chance em setenta milhões de que o sistema de proteção falhe, provocando o máximo acidente crítico. Este acidente submetaria as pessoas que trabalham junto ao reator a uma dose de radiação menor do que normalmente receberiam através de outros meios, a saber, assistindo televisão, viajando de avião, etc.

## 6.2 — Recomendações

Como já foi mencionado anteriormente, o sistema apresentado nesta Dissertação é o sistema básico, devendo ser revisto toda vez que for simulado um tipo diferente de reator.

Apresenta-se como sugestão, para complementação do projeto atual do SIC os seguintes trabalhos:



- a) Acoplamento do SIC com o Sistema de Aquisição de Dados do RPZ, para possibilitar uma comparação contínua entre as leituras dos canais redundantes. Deverá ser incluído também um terminal CRT para facilitar e melhorar as comunicações entre o sistema e o operador. Um terminal CRT para comunicações entre o operador e o sistema, além de facilitar a sinalização de alarme.
- b) Desenvolvimento do projeto do circuito de atuação da barra de controle automático.
- c) Cálculo do plano de manutenção baseado nos tempos médios entre falhas dos componentes do sistema.

Os projetos dos circuitos devem obedecer às normas apresentadas nas Referências<sup>(18,22)</sup>.

## APÊNDICE A – DESCRIÇÃO DO PROGRAMA SAFTE-II

### 1 – A Escolha do Tipo de Programa

A sofisticação dos sistemas mecânicos e eletrônicos tornou necessária a utilização do computador no cálculo de confiabilidade destes sistemas. Neste estudo, foi feita uma análise dos diversos tipos de programas disponíveis na literatura<sup>(9)</sup> e optou-se pelos programas que empregam a representação por árvore de falhas como dado de entrada e a simulação pelo método de Monte Carlo. Esta escolha decorreu do fato que estes tipos de programas permitem considerar os tempos de reparo dos componentes falhos, o que possibilita uma avaliação realista da disponibilidade do sistema.

A programa SAFTE<sup>(13)</sup>, foi escolhido entre os diversos tipos de programas de mesmas características básicas porque era o único, entre eles, que dispunha de informações na literatura disponível sobre a metodologia de cálculo, ainda que incompletas.

O programa SAFTE-I foi modificado e foi adaptado para utilização no computador IBM-370/155 do IEA, sendo rebatizado como SAFTE-II.

### 2 – O Programa SAFTE-II

O Programa SAFTE-II utiliza o método de Monte Carlo para simulação de árvore de falhas. Cada evento primário da árvore de falhas representa a falha de um componente do sistema que está sendo analisado, cada componente é caracterizado por uma distribuição exponencial de tempo para falhar e uma distribuição normal de tempo para sofrer reparo. O sistema é simulado matematicamente supondo-se, de maneira aleatória, o tempo de falha e o tempo de reparo para cada componente até que a falha ocorra ao nível do sistema. A estimativa da confiabilidade é feita pela simulação do sistema em grande número de vezes.

O procedimento pode ser descrito da seguinte maneira:

- a) Um tempo para falhar (TPF) e um tempo para sofrer reparo (TPR) é gerado aleatoriamente para cada componente.
- b) Os TPFs são colocados na memória do computador de acordo com o número de identificação dos componentes e de acordo com a ordem na qual a falha ocorre.
- c) O computador examina a lista dos TPFs, perando em cada um deles para verificar se a falha ocorre ao nível do sistema. Se, em um destes passos, um componente que

estava falho for reparado, um novo TPF e um novo TPR são gerados para aquele componente, partindo-se do princípio que o componente reparado comporta-se como novo. O novo TPF é armazenado em local apropriado na memória.

- d) Este procedimento prossegue até que ocorra uma falha do sistema ou que o incremento de tempo faça com que seja atingido o tempo máximo de interesse.
- e) A falha é computada e o sistema é novamente simulado.
- f) As simulações se repetem até que seja atingido um número adequado de operações.

### 3 – Descrição do Programa

#### 3.1 – O Programa Principal

O programa principal tem a função de chamar as diversas subrotinas na seqüência apropriada. Os dados de entrada são lidos e impressos convenientemente e as matrizes dos estimadores são zeradas. Os TPF e TPR são calculados para cada um dos componentes e as operações lógicas são feitas para pesquisar a possibilidade de ocorrência do evento desejável.

#### 3.2 – Subrotina RANDIN

Esta subrotina é chamada pelo programa principal para gerar um número aleatório DUMMY, sendo  $0 < \text{DUMMY} < 1$ , igualmente distribuído neste intervalo.

#### 3.3 – Subrotina SETLOG

Esta subrotina coloca o valor *FALSO* em todas as variáveis lógicas. O SETLOG é chamado pelo programa principal no início de cada tentativa e toda vez que um componente é reparado e colocado de volta em serviço.

#### 3.4 – Subrotina SEQNCE

Esta subrotina organiza a lista dos TPF em uma matriz bidimensional, ARRAY(I,J). A dimensão I representa o número de identificação do componente e a dimensão J representa a ordinal de falha do componente, por exemplo I = 13 e J = 2 significa que componente 13 é o segundo a falhar em todo o sistema, para esta tentativa.

#### 3.5 – Subrotina LOGIC

Esta subrotina descreve toda a estrutura lógica da árvore de falhas, sendo chamada pelo programa principal após a ocorrência de falha de cada componente para verificar se ocorreu falha ao nível do sistema.

#### 3.6 – Subrotina SUM

Quando ocorre falha do sistema em uma determinada tentativa, esta subrotina é chamada para armazenar os dados destinados ao cálculo final.

### 3.7 – Subrotina EDIT

Quando o número especificado de tentativas for completado, esta subrotina opera sobre os dados armazenados por SUM para calcular a função de frequência de falhas e a distribuição acumulativa de falhas do sistema ao longo do tempo. Além disso, existem ainda dados de saída opcionais que incluem uma análise de erros estatísticos para tempos de operação selecionados (desde que sejam menores do que o tempo máximo previsto) e uma estimativa da probabilidade de que a falha de cada um dos componentes provoque a falha de todo o sistema.

### 3.8 – Funções GAUSS e EXPRN

Estas funções transformam a distribuição uniforme de números aleatórios em uma distribuição normal e exponencial, respectivamente.

### 3.9 – Descrição dos Cartões de Entrada

Para cada caso estudado é necessária uma nova árvore de falhas e, conseqüentemente, uma nova subrotina LOGIC. Além disso são necessários, no mínimo, sete cartões de entrada, com as seguintes características:

Cartão A: FORMAT (15, 15, 15, 15, 15)

- a) Número de tentativas.
- b) Número máximo de componentes (Máximo = 90). Este deve ser consistente com a subrotina LOGIC.
- c) Número de intervalos de tempo (Máximo = 250).
- d) Parâmetro normalmente não utilizado = 1.
- e) Parâmetro normalmente não utilizado = 1.

Cartão B: FFORMAT (E12.5, E12.5, E12.5, E12.5)

- a) Tempo máximo de operação do sistema (em horas).
- b) Fator de polarização para TPF. Quando o fator é maior do que 1.0, são enfatizados os TPF curtos.
- c) Fator de polarização para TPR. Quando o fator é maior do que 1.0 são enfatizados os TPR curtos.
- d) Fator de polarização para TPR. Quando o fator é maior do que 1.0 são enfatizados os TPR longos.

Para cálculo direto, os fatores de polarização devem assumir o valor 1.0.

Cartão C: FFORMAT (6E12.5)

- a) O tempo médio entre falhas para cada um dos componentes do sistema. A lista deve ser apresentada na mesma ordem que os números de identificação dos componentes.

**Cartão D: FORMAT (6E12.5)**

- a) O tempo médio para reparos de cada um dos componentes. A lista deve ser apresentada na mesma forma que o cartão C.

**Cartão E: FORMAT (6E12.5)**

- a) O desvio padrão associado à distribuição do tempo para reparos de cada um dos componentes. A lista deve ser apresentada na mesma forma que o cartão C.

**Cartão: FORMAT (6E12.5)**

- a) Variável para iniciar a geração de uma série de números aleatórios. Normalmente = 1.0.

**Cartão G: FORMAT (5I5)**

- a) Número de intervalos de tempo selecionados para a análise do erro estatístico. Se KI = 0 a análise de erros não é feita.

**3.10 – Descrição da Saída**

Todos os dados de entrada são impressos juntamente com a listagem do programa, para possibilitar um registro do cálculo efetuado. Após os dados de entrada, são impressos os seguintes resultados:

- a) A probabilidade do sistema falhar antes de TMAX, P(TMAX).
- b) A função densidade de falhas do sistema (a probabilidade por unidade de tempo, que o sistema falhe no tempo t), p(t). O intervalo de tempo é dado por TMAX/(número de intervalos de tempo).
- c) A função distribuição acumulada de falhas (probabilidade do sistema falhar antes do tempo T)

$$P(T) = \int_0^T p(t) dt$$

O intervalo de tempo é o mesmo que o descrito no item b.

- d) Uma tabela apresentando a contribuição, em termos de probabilidade, de cada componente para p(TMAX)

$$P(\text{TMAX}) = \sum_{i=1}^{\text{IMX}} P_i(\text{TMAX})$$

onde: IMX - número máximo de componentes

$P_i(TMAX)$  – representa a probabilidade de que o componente  $i$  é a falha final, em uma seqüência de falhas de componentes, que leva à falha do sistema.

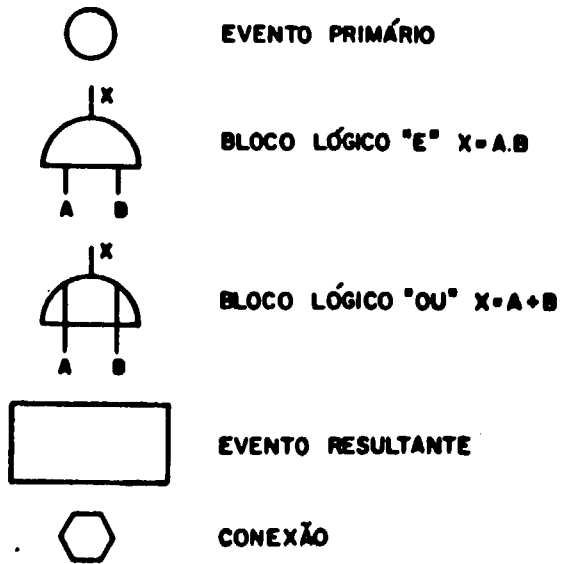
### 3.11 – O Cálculo da Confiabilidade

A confiabilidade do sistema para um tempo de operação  $TMAX$  é dada por

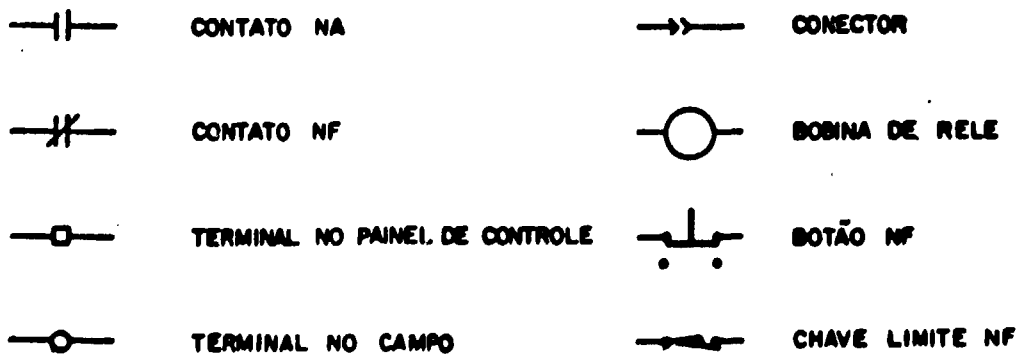
$$C(TMAX) = 1 - P(TMAX) \quad (E.A1).$$

## SIMBOLOGIA

### a) ÁRVORE DE FALHAS



### b) DIAGRAMAS



## APÊNDICE B – SIMBOLOGIA

CLPS	– Pressostato da célula do reator
CLTS	– Termostato da célula do reator
CNLS2	– Chave limite indicadora de condição: "gancho da ponte rolante totalmente levantado".
CR-1, CR-2	– Procure no diagrama da Figura 4.8d os significados
DIS	– Chave indicadora da posição da porta principal da célula
D2S	– Chave indicadora da posição da porta de emergência
D3S	– Chave indicadora da posição da porta do tubo de transferência de combustível
D4S	– Chave indicadora da posição da porta de carga da célula
PLLS1	– Chave indicadora de que a plataforma de carga está abaixada
PLLS2	– Chave indicadora de que a plataforma de carga está suspensa
RILSI	– Chave indicadora de que a barra absorvedora I está inserida no núcleo do reator
RILS2	– Idem para indicar que a barra está totalmente fora
RISI	– Chave indicadora de que o cabo da barra absorvedora I está conectado e mesma
SFLSI	– Chave indicadora de que a fonte de nêutrons da mesa fixa está inserida no núcleo do reator
SFLS2	– Chave indicadora de que a fonte de nêutrons da mesa fixa está recolhida
SMLS1	– Idem à SFLSI para a mesa móvel
SMLS2	– Idem à SMLS2 para a mesa móvel
SMLS2	– Chave indicadora de que a blindagem biológica foi retirada
1A1 a 6A6	– Veja explicação sobre designadores na Secção 4.4.2
IK1	– Relé de energia para o console
IK2	– Relé da chave do supervisor
IK3	– Relé da chave de acionamento das mesas
IK4	– Relé de curto-circuito de condição "fontes dentro do reator"
IK5	– Relé de curto-circuito de condição "válvulas de isolamento da célula fechadas"
IK6	– Relé de curto-circuito de condição "mesas juntas antes de atuar barras absorvedoras"

82

- IK7 – Relê indicativo de que o cabo de uma das barras absorvedoras está desconectado
- IK8 – Relê indicativo de 7,50 m de separação entre as mesas
- IK9 – Relê indicativo de 45 cm de separação entre as mesas
- IK10 – Relê de curto-circuito da condição "chave de supervisor ligada para operação das mesas
- 5K1 – Relê de potência de controle
- 5K2 – Relê de potência de controle
- 5K3 – Relê do circuito auxiliar do magneto das barras
- 5K4 – Relê indicativo da condição "Reator Ligado"
- 5K5 – Relê de SCRAM
- 5K6 – Relê de SCRAM (SSR)



## ABSTRACT

The Control-and Instrumentation System for the Instituto de Energia Atômica Zero Power Reactor is described and the design criteria are presented and discussed.

The reliability analysis for the reactor protection system was performed using the fault tree method. This was done using a computer code based on the Monte Carlo simulation. That code is an adaptation of the SAFTE-1, for the IBM 360/165 IEA Computer.

## REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. BACHMANN, G. et alii. Safety systems of KWU pressurised water reactors. *Kerntechnik*, München, 18(8/9):374-81, 1976.
2. BALFANZ, H. P. et alii. Description of component combinations in technical systems with the aid of the fault-tree method. In: PROCEEDINGS of the CREST specialist meeting on applicability of quantitative reliability analysis of complex systems and nuclear plants in its relation to safety. Munich, Technische Univ., 1971. (MRR-90; CONF-710556). p.3.1-9.
3. BOLAND, J. F. *Nuclear reactor instrumentation (In-core)*. New York, Gordon and Breach, 1970.
4. BOWEN, J. H. et alii. *Nuclear reactor control and instrumentation*. London, Temple Press, 1969.
5. BROOKSHIER, W. K. *Installation and interference problems in reactor instrumentation systems*. Argonne, Ill., Argonne National Laboratory, 1969. [ Relatório interno ].
6. CALDAROLA, L. Die Methode der kontinuierlichen Vorhersage der Lebensdauer. In: WEBER, G. *Einführung in Methoden und Probleme der Zuverlässigkeit*. Karlsruhe, Kernforschungszentrum, Jan. 1974. (KFK-1811). p.213-74.
7. CERNI, R. H. & FOSTER, L. E. *Instrumentation for engineering measurement*. New York, Wiley, 1962.
8. COLOMBO, A. G. *CADI: a computer code for system availability and reliability evaluation*. Ispra, It., European Atomic Energy Community, Apr. 1973. (EUR-4940).
9. \_\_\_\_\_ et alii. Survey and critical analysis of programs for system reliability computation. In: PROCEEDINGS of the CREST specialist meeting on applicability of quantitative reliability analysis of complex systems and nuclear plants in its relation to safety. Munich, Technische Univ., 1971. (MRR-90; CONF-710556). p.4.1-10.
10. CONSIDINE, D. M., ed. *Process instruments and controls handbook*. 2.ed. New York, McGraw-Hill, 1974.
11. FERREIRA, A. C. A. *Projeto do corpo do reator de potência zero do Instituto de Energia Atômica*. São Paulo, 1974. [ Dissertação de Mestrado ].
12. FRUHAUF, H. & LEPIE, C. Overall plant configuration-Biblis nuclear power station. *Nucl. Engng Int.*, London, 20(233) 807-17, Aug. 1975.
13. GARRIK, B. J. et alii. *Reliability analysis of nuclear power plant protective systems*. Los Angeles, Calif., Holmes and Narver, Nuclear Div., May 1967. (HN-190).

14. GRANZIERA, M. R. *Análise de acidentes de criticidade no reator de potência zero do Instituto de Energia Atômica*. São Paulo, 1976. [Dissertação de Mestrado].
15. GULF GENERAL ATOMIC, San Diego, Calif. *Nuclear power for utilities: control and instrumentation, supplement*. San Diego, Calif., Oct. 1972. [Relatório Interno].
16. GUTIERREZ RODRIGUES, V. *Viabilidade eletrônica de um conjunto crítico térmico-rápido destinado ao estudo de envoltórios de reatores rápidos*. São Paulo, 1976. [Dissertação de Mestrado].
17. HARRER, J. M. *Nuclear reactor control engineering*. Princeton, N. J., Van Nostrand, 1963.
18. THE INSTITUTE OF ELECTRICAL AND ELECTRONICS ENGINEERS, New York. *IEEE standard: criteria for protection systems for nuclear power generating stations*. New York, 1971. (IEEE Std 279-1971).
19. \_\_\_\_\_. *IEEE trial-guide: general principles for reliability analysis of nuclear power generating station protection systems*. New York, June 1972. (ANSI-N-41.4 – IEEE Std 352-1972)
20. \_\_\_\_\_. *IEEE trial-use guide for the application of the single-failure criterion to nuclear power generating station protection systems*. New York, Nov. 1972. (ANSI-N41.2 – IEEE Std 379-1972).
21. \_\_\_\_\_. *IEEE trial-use standard criteria for separation of class 1E equipment and circuits*. New York, Mar. 1974. (IEEE std 384-1974 ANSI-N-41:14).
22. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. *Safe operation of critical assemblies and research reactors, 1971 edition: code of practice . . .* Vienna, 1971. (Safety series, 35).
23. KATO, W. Y. et alii. *Final safety analysis report on the use of plutonium in RPZ-8 and -9*. Argonne, Ill., Argonne National Laboratory, Feb. 1970. (ANL-7442).
24. \_\_\_\_\_. et alii. *Safety analysis report Argonne Fast Critical Facility (ZPR-VI)*. Argonne, Ill., Argonne National Laboratory, Dec. 1963. (ANL-6271).
25. KNOWLES, J. B. Principles of nuclear power station control. *J. Br. Nuc. Energy Soc.*, London, 15(3):225-36, July 1976.
26. LAMARSH, J. R. *Introduction to nuclear reactor theory*. Reading, Mass., Addison-Wesley, 1966.
27. MARASH, S. A. & KORN, L. I. *Reliability for nuclear power generating stations*. New York, The Institute of Electrical and Electronics Engineers, 1974. (Notas de aulas):
28. MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES, LTD., Tokyo. *Mitsubishi inductosyn: super-precision position detecting element*. Tokyo [s.d.]. (Cat. nº M204540).
29. MOORE, R. V. et alii. *Nuclear power*. London, Cambridge Univ. Press, 1971.
30. PATALON, W. & PIERCE, R. Instrumentation systems for the Sequoyah nuclear plant. *Nucl. Engng Int.*, London, 16(185):860-4, Oct. 1971.

31. PELUSO, M. A. V. et alii. *Sistema de instrumentação e controle do reator de potência zero do IEA*. São Paulo, Instituto de Energia Atômica, set. 1974. (IEA-Inf-32).
32. PIERONI, R. R. et alii. *O projeto R.P.Z. (Reator de Potência Zero): sumário*. São Paulo, Instituto de Energia Atômica, jul. 1976. [ Relatório interno ].
33. POUND, D. C. et alii. *Hazards report for modified HTGR critical facility*. San Diego, Calif., General Atomic, Div. of General Dynamics, Nov. 1965. (GA-6452, Rev.).
34. RASMUSSEN, N. C. et alii. *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).
35. REIS FILHO, P. E. G. *O efeito de abertura transversal na reatividade de unidades críticas*. São Paulo, 1975. [ Dissertação de mestrado ].
36. RENK, K. D. *Teoria de segurança e confiabilidade no campo dos reatores nucleares*. São Paulo, Instituto de Energia Atômica, 1976. [ Notas de aulas, Curso IEA 702 ].
37. REUTER-STOKES, Cleveland, Ohio. *Neutron proportional counters for physics experiments, neutron monitoring, industrial gaging*. Cleveland, Ohio [ s.d. ]. (Catalog 12).
38. RUSCH, G. K. & DOERNER, R. C. *Operating instructions for ZPR-6 and -9*, Argonne, Ill., Argonne National Laboratory, Mar. 1967. [ Relatório interno ].
39. TECHNICAL specifications for reactor operating limits of zero power reactor six and nine (ZPR-6, -9). Argonne, Ill., Argonne National Laboratory, Applied Physics Div., July 1971. [ Relatório interno ].
40. TEKTRONIK INC. Transducer package (displacement) – (Part No. 015-0168-00). [ s.1 ], 1970.
41. THOMPSON, T. J. et alii. *The technology of nuclear reactor safety, v.1: Reactor physics and control*. Cambridge, Mass., The MIT Press, 1964.
42. UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, Washington, D. C. *Reactor safety study: an assessment of accident risks in U. S. commercial nuclear power plants, appendix 3 – Failure data*. Washington, D. C., Aug. 1974. (WASH-1400, Draft).
43. VESELY, W. et alii. *PREP and KITT: computer codes for the automatic evaluation of a fault-tree*. Idaho Falls, Idaho Nuclear Corporation, Aug. 1970. (IN-1349).
44. WALTER KIDDE & COMPANY, INC., Bellevue, N. J. *KIDDE automatic ionization smoke detector*. Bellevue, N. J. [ s.d. ]. (AL-292; U. S. Patent 515.287).
45. WERNER, R. A. et alii. *Reliability analysis of the scram system of the Missouri University Research Reactors*. *Nucl. Saf.*, Washington, D. C., 17(4):437-48, 1976.

