



ANÁLISE DA DISPONIBILIDADE DA INSTRUMENTAÇÃO NUCLEAR DE UM REATOR DE PESQUISA

Alfredo Marques Vianna Filho

Tese de Doutorado apresentada ao Programa de Pós-graduação em Engenharia de Produção, COPPE, da Universidade Federal do Rio de Janeiro, como parte dos requisitos necessários à obtenção do título de Doutor em Engenharia de Produção.

Orientadores: Francisco Antonio de Moraes

Accioli Doria

Isaac Jose Antonio Luquetti dos
Santos

Rio de Janeiro

Junho de 2016

ANÁLISE DA DISPONIBILIDADE DA INSTRUMENTAÇÃO NUCLEAR DE UM
REATOR DE PESQUISA

Alfredo Marques Vianna Filho

TESE SUBMETIDA AO CORPO DOCENTE DO INSTITUTO ALBERTO LUIZ
COIMBRA DE PÓS-GRADUAÇÃO E PESQUISA DE ENGENHARIA (COPPE) DA
UNIVERSIDADE FEDERAL DO RIO DE JANEIRO COMO PARTE DOS
REQUISITOS NECESSÁRIOS PARA A OBTENÇÃO DO GRAU DE DOUTOR EM
CIÊNCIAS EM ENGENHARIA DE PRODUÇÃO.

Examinada por:

Prof. Francisco Antonio de Moraes Accioli Doria, D.Sc.

Prof. Isaac Jose Antonio Luquetti dos Santos, D.Sc.

Prof. Carlos Alberto Nunes Cosenza, D.Sc.

Prof. Cláudio Henrique dos Santos Grecco, D.Sc.

Prof. Mario Cesar Rodriguez Vidal, Dr.Ing.

Prof. Joel de Lima Pereira Castro Junior, Ph.D.

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL

JUNHO DE 2016

Vianna Filho, Alfredo Marques

Análise da disponibilidade da instrumentação nuclear de um reator de pesquisa / Alfredo Marques Vianna Filho.

– Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2016.

XI, 133 p.: il.; 29,7 cm.

Orientadores: Francisco Antonio de Moraes Accioli

Doria

Isaac Jose Antonio Luquetti dos Santos

Tese (doutorado) – UFRJ/ COPPE/ Programa de Engenharia de Produção, 2016.

Referências Bibliográficas: p. 111-116.

1. Manutenção 2. Disponibilidade 3. Reatores nucleares de pesquisa. I. Doria, Francisco Antonio de Moraes Accioli *et al.* II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Programa de Engenharia de Produção. III. Título.

AGRADECIMENTOS

Ao meu orientador e amigo, Professor Isaac Jose Antonio Luquetti dos Santos, que com seu conhecimento, dedicação e apoio, possibilitou a realização deste trabalho de tese.

Ao meu orientador, Professor Francisco Antonio de Moraes Accioli Doria, pela atenção e confiança depositadas.

Ao Professor Cláudio Henrique dos Santos Grecco, pela amizade, consideração e incentivo à utilização da Lógica *Fuzzy* neste trabalho de tese.

Ao Professor Joel de Lima Pereira Castro Junior, pelas contribuições que enriqueceram este trabalho de tese.

Aos Professores Carlos Alberto Nunes Cosenza e Mario Cesar Rodriguez Vidal, por aceitarem participar e contribuir com este trabalho.

Aos colegas do Serviço de Instrumentação e do Reator ARGONAUTA, pelo apoio e auxílio dispensados na execução deste trabalho.

Aos colegas do Serviço de Engenharia de Sistemas Complexos, pelo apoio e auxílio dados, principalmente na utilização do sistema TANGRAM-II.

Ao chefe do Serviço de Instrumentação, Marcos Santana de Farias, pela confiança e interesse dispensados no decorrer deste trabalho.

À direção do Instituto de Engenharia Nuclear, pelo apoio dado na execução deste trabalho de tese.

Enfim, a todos aqueles que direta ou indiretamente contribuíram para o êxito deste trabalho.

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

ANÁLISE DA DISPONIBILIDADE DA INSTRUMENTAÇÃO NUCLEAR DE UM REATOR DE PESQUISA

Alfredo Marques Vianna Filho

Junho/2016

Orientadores: Francisco Antonio de Moraes Accioli Doria

Isaac Jose Antonio Luquetti dos Santos

Programa: Engenharia de Produção

A manutenção de sistemas e equipamentos é uma questão central na Engenharia de Produção. Embora nenhum sistema seja imune a falhas, geralmente é necessário minimizar a probabilidade delas ocorrerem. A ocorrência de falhas pode ter consequências desastrosas como num voo de um avião ou na operação de uma usina nuclear. A elaboração de um plano de manutenção tem por objetivo a prevenção e recuperação das falhas do sistema, aumentando a confiabilidade deste e diminuindo os custos decorrentes das paradas não planejadas. É fundamental também para as questões relacionadas à segurança das organizações, principalmente naquelas que lidam com tecnologias perigosas.

Esta tese tem por objetivo propor um método para a análise da manutenção de um reator nuclear de pesquisa, utilizando uma abordagem sócio-técnica, e com foco nas condições existentes atualmente no Brasil. O reator de pesquisa estudado pertence a um órgão público, localizado na cidade do Rio de Janeiro. A proposta da tese se consistiu em analisar a disponibilidade de um dos principais sistemas que fazem parte do reator de pesquisa, o sistema de instrumentação nuclear. Nesta análise, foram levados em consideração não apenas os aspectos técnicos dos módulos que compõem o sistema de instrumentação nuclear, mas também os fatores humanos e organizacionais que poderiam afetar a disponibilidade deste sistema. Os resultados obtidos mostraram a influência destes fatores na disponibilidade do sistema de instrumentação nuclear.

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

AVAILABILITY ANALYSIS OF THE NUCLEAR INSTRUMENTATION OF A
RESEARCH REACTOR

Alfredo Marques Vianna Filho

June/2016

Advisors: Francisco Antonio de Moraes Accioli Doria

Isaac Jose Antonio Luquetti dos Santos

Department: Production Engineering

The maintenance of systems and equipment is a central question related to Production Engineering. Although systems are not fully reliable, it is often necessary to minimize the failure occurrence likelihood. The failures occurrences can have disastrous consequences during a plane flight or operation of a nuclear power plant. The elaboration of a maintenance plan has as objective the prevention and recovery from system failures, increasing reliability and reducing the cost of unplanned shutdowns. It is also important to consider the issues related to organizations safety, especially those dealing with dangerous technologies.

The objective of this thesis is to propose a method for maintenance analysis of a nuclear research reactor, using a socio-technical approach, and focused on existing conditions in Brazil. The research reactor studied belongs to the federal government and it is located in the city of Rio de Janeiro. The specific objective of this thesis is to develop the availability analysis of one of the principal systems of the research reactor, the nuclear instrumentation system. In this analysis, were taken into account not only the technical aspects of the modules related to nuclear instrumentation system, but also the human and organizational factors that could affect the availability of the nuclear instrumentation system. The results showed the influence of these factors on the availability of the nuclear instrumentation system.

SUMÁRIO

CAPÍTULO 1: INTRODUÇÃO	01
1.1 Apresentação do Tema	01
1.2 Relevância do Tema	02
1.3 Objetivos da Pesquisa.....	04
1.3.1 Objetivo Geral	04
1.3.2 Objetivos Específicos	04
1.4 Estrutura do Trabalho e Contribuições.....	05
CAPÍTULO 2: REVISÃO DA LITERATURA	07
2.1 Manutenção	07
2.2 Gerenciamento da Manutenção	11
2.2.1 Manutenção Produtiva Total	12
2.2.2 Manutenção Centrada na Confiabilidade	13
2.2.3 Sistemas de Gerenciamento da Manutenção	14
2.3 Confiabilidade	16
2.3.1 Conceitos Básicos.....	17
2.3.2 A Curva da Banheira	20
2.3.3 Principais Distribuições de Probabilidade.....	22
2.3.4 Modos de Falha	24
2.4 Disponibilidade e Manutenibilidade.....	26
2.5 Análise da Confiabilidade e da Disponibilidade de Sistemas	29
2.5.1 Sistemas em Série.....	30
2.5.2 Sistemas em Paralelo.....	32
2.5.3 Outros Tipos de Configurações de Sistemas	33
2.6 Confiabilidade Humana	35
2.6.1 Erro Humano	36
2.6.2 Análise da Confiabilidade Humana.....	38
CAPÍTULO 3: REATORES NUCLEARES	44
3.1 Introdução.....	44
3.2 Reatores Nucleares de Pesquisa no Brasil.....	48
CAPÍTULO 4: ESTRUTURA METODOLÓGICA	54
4.1 Metodologia da Pesquisa	54
4.2 O Reator de Pesquisa ARGONAUTA.....	56

4.3 Descrição da Instrumentação do Reator ARGONAUTA	61
4.3.1 Sistema de Instrumentação Nuclear	61
4.3.2 Outros Sistemas de Instrumentação do Reator	64
4.3.3 Sala de Controle e Operação do Reator	66
4.4 Análise do Local de Estudo	68
4.5 Análise da Manutenção do Sistema de Instrumentação Nuclear.....	73
CAPÍTULO 5: ANÁLISE DOS DADOS COLETADOS E RESULTADOS.....	76
5.1 Coleta de Dados.....	76
5.2 Estrutura do Banco de Dados e Primeiros Resultados Obtidos.....	78
5.3 Cálculo dos Parâmetros Técnicos dos Módulos.....	81
5.4 Disponibilidade do Sistema de Instrumentação Nuclear.....	86
5.4.1 O Sistema TANGRAM-II	88
5.4.2 Resultados Obtidos com o Uso do Sistema TANGRAM-II.....	90
5.5 Os Fatores Sócio-Técnicos	93
5.5.1 Fatores Sócio-Técnicos Presentes no Trabalho de Manutenção	94
5.5.2 Fatores Sócio-Técnicos Escolhidos pelos Especialistas.....	95
5.6 Análise dos Fatores Sócio-Técnicos Escolhidos	98
5.6.1 Hierarquização dos Fatores Sócio-Técnicos Escolhidos.....	98
5.6.2 A Influência dos Fatores na Disponibilidade do Sist. Inst. Nuclear.....	105
CAPÍTULO 6: CONCLUSÕES, LIMITAÇÕES DA PESQUISA E SUGESTÕES	
PARA TRABALHOS FUTUROS.....	108
6.1 Conclusões.....	108
6.2 Limitações da Pesquisa e Sugestões para Trabalhos Futuros.....	110
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	111
APÊNDICES	117
APÊNDICE 1: Questionário 1.....	118
APÊNDICE 2: Questionário 2.....	122
APÊNDICE 3: Planilha para Hierarquização dos Fatores Sócio-Técnicos.....	124
ANEXO: FORMULÁRIOS DE OPERAÇÃO DO REATOR DE PESQUISA	
ARGONAUTA	130

LISTA DE FIGURAS

Figura 1: Principais tipos de manutenção (SANTOS, 1998).....	10
Figura 2: Gráfico de custos de manutenção (adaptado de SLACK <i>et al.</i> , 2008).....	11
Figura 3: Gráfico da taxa de falha em função do tempo (curva da banheira)	20
Figura 4: Diagrama de blocos de um sistema em série	30
Figura 5: Diagrama de blocos de um sistema em paralelo	32
Figura 6: Ações não seguras (adaptado de REASON, 1994)	37
Figura 7: Reação de fissão nuclear em cadeia (MURRAY, 2004).....	44
Figura 8: Esquema gráfico de uma central térmica nuclear (CARDOSO, 2001).....	46
Figura 9: Elemento combustível (TAUHATA <i>et al.</i> , 2011).....	47
Figura 10: Vaso de pressão do reator (HEWITT e COLLIER, 2000).....	47
Figura 11: Reatores de pesquisa no mundo (adaptado de GALINDO <i>et al.</i> , 2011).....	48
Figura 12: Reator IEA-R1 (IPEN/CNEN, 2013).....	50
Figura 13: Reator TRIGA IPR-R1 (MESQUITA <i>et al.</i> , 2010)	53
Figura 14: Núcleo do reator ARGONAUTA (adaptado de IEN/CNEN, 2013).....	57
Figura 15: Arranjo geral do reator (adaptado de NÓBREGA, 1966).....	59
Figura 16: Corte horizontal do reator (IEN/CNEN, 2013).....	60
Figura 17: Reator ARGONAUTA (IEN/CNEN, 2013)	60
Figura 18: Canais de pulsos (SANTOS e CARVALHO, 2001)	62
Figura 19: Canais de potência (SANTOS e CARVALHO, 2001)	63
Figura 20: Canal de segurança (SANTOS e CARVALHO, 2001)	64
Figura 21: Diagrama de interligações (adaptado de SANTOS e CARVALHO, 2001)	65
Figura 22: Armário instrumentação nuclear (SANTOS e CARVALHO, 2001).....	66
Figura 23: Mesa de controle do reator (SANTOS e CARVALHO, 2001).....	67
Figura 24: Fluxograma do processo geral de manutenção do reator de pesquisa	70
Figura 25: Fluxograma do processo de manutenção corretiva do reator de pesquisa	71
Figura 26: Fluxograma do processo de manutenção preventiva do reator de pesquisa	72
Figura 27: OS gerada para o reparo de uma fonte de baixa tensão	74
Figura 28: Histórico de operações do reator ARGONAUTA	77
Figura 29: Taxa de falha de equipamentos eletrônicos (LEWIS, 1996)	82
Figura 30: Diagrama de blocos do sistema de instrumentação nuclear.....	87
Figura 31: Módulos do sistema TANGRAM-II versão 3.1 (ROCHA <i>et al.</i> , 2009)	88

Figura 32: Ambiente de modelagem do TANGRAM-II (ROCHA <i>et al.</i> , 2009).....	89
Figura 33: Diagrama de blocos do sist. inst. nuclear feito no TANGRAM-II	90
Figura 34: Resultados obtidos para a disponibilidade do sist. inst. nuclear	92
Figura 35: Captura de tela realizada durante a simulação	92
Figura 36: Gráfico da disponibilidade do sist. inst. nuclear em função do MTTR	93
Figura 37: Representação gráfica de um número <i>fuzzy</i> triangular.....	100
Figura 38: Gráfico das funções de pertinência	101

LISTA DE TABELAS

Tabela 1: Numeração dos módulos do sistema de instrumentação nuclear	75
Tabela 2: Planilha das OS dos módulos do sistema de instrumentação nuclear	79
Tabela 3: Planilha das falhas dos módulos do sistema de instrumentação nuclear.....	83
Tabela 4: Planilha dos reparos dos módulos do sistema de instrumentação nuclear	84
Tabela 5: Planilha das disponibilidades dos módulos do sistema de inst. nuclear.....	85
Tabela 6: Planilha dos fatores sócio-técnicos escolhidos pelos especialistas	97
Tabela 7: Planilha das frequências de escolha dos graus de relevância dos fatores.....	100
Tabela 8: Números <i>fuzzy</i> usados para os termos linguísticos.....	101
Tabela 9: Valores das áreas de interseção das opiniões <i>fuzzy</i>	102
Tabela 10: Valores das áreas de união das opiniões <i>fuzzy</i>	102
Tabela 11: Números <i>fuzzy</i> obtidos para os fatores sócio-técnicos.....	104
Tabela 12: Hierarquização dos fatores sócio-técnicos	105
Tabela 13: Percentuais de influência dos fatores sócio-técnicos.....	106
Tabela 14: Ordens de serviço selecionadas	107

CAPÍTULO 1: INTRODUÇÃO

Neste capítulo será apresentado o tema da tese, bem como a sua relevância. Na seqüência, serão descritos os objetivos desta tese, suas contribuições e a estrutura deste trabalho de tese.

1.1 Apresentação do Tema

A manutenção de sistemas e equipamentos é uma questão de suma importância na Engenharia de Produção. Embora nenhum sistema seja imune a falhas, geralmente é necessário minimizar seus efeitos, reduzindo a probabilidade delas ocorrerem. A elaboração de um plano para o gerenciamento da manutenção tem por objetivo a prevenção e recuperação das falhas do sistema, aumentando a confiabilidade deste e diminuindo os custos decorrentes das paradas não planejadas. Na área nuclear, a ocorrência de falhas pode ter consequências desastrosas, como no caso dos acidentes das usinas nucleares de Three Mile Island, Chernobyl e, mais recentemente, Fukushima. Dessa forma, o gerenciamento da manutenção é fundamental também para as questões ligadas à segurança das organizações, principalmente naquelas que lidam com tecnologias perigosas, onde a falha pode levar a perda de vidas humanas.

A grande maioria dos sistemas e equipamentos é projetada para operar em ambientes onde é possível se fazer manutenção. Conforme será visto, manutenção pode ser definida como o conjunto de ações necessárias para restabelecer um sistema ou equipamento em condições de operação. Basicamente, existem três tipos de manutenção: preventiva, preditiva e corretiva. Nas manutenções preventiva e preditiva, a substituição ou reparo das peças é feita antes da ocorrência da falha. O objetivo destas é aumentar a confiabilidade do sistema, protegendo-o contra o desgaste decorrente do uso, corrosão, fadiga, e etc. Já na manutenção corretiva, o reparo ou substituição das peças é feito depois da ocorrência da falha. Seu objetivo é fazer o sistema retomar suas funções o mais rápido possível.

O tipo de manutenção a ser efetuada irá depender do sistema em estudo. Assim, devem ser levados em consideração não apenas os custos de manutenção, como também as questões relacionadas à segurança. No caso da elaboração de um plano de

manutenção para um motor elétrico industrial, por exemplo, devem ser pesados os custos da manutenção preventiva com o ganho proporcionado pela diminuição do número de falhas. Por outro lado, no caso de um motor de avião, as consequências da ocorrência de uma falha irão impor uma política de manutenção preventiva e ou preditiva rigorosa. Na prática, as atividades de manutenção de uma empresa consistem em uma combinação desses três tipos de manutenção para cuidar de seus sistemas e equipamentos.

Independentemente do tipo de manutenção utilizado, o fator humano deve ser levado em consideração no gerenciamento da manutenção de um sistema ou equipamento. Devido a este fato, dados obtidos em laboratório costumam não ser representativos de dados de campo. Assim, a medida das variáveis envolvidas numa manutenção, seja ela corretiva, preventiva ou preditiva, irá depender da confiabilidade humana. Os erros causados por falhas humanas podem ser ocasionados por vários fatores. Como exemplos, podemos citar: cansaço, tensão, fatores psicológicos, sociais, estresse, e etc. Cabe ressaltar, que estes fatores irão influenciar fortemente nas falhas introduzidas por uma manutenção imperfeita de um sistema ou equipamento.

Segundo a norma NUREG-711 (USNRC, 2012), os fatores humanos correspondem a um grupo de informações relacionados com as habilidades, limitações e outras características humanas, que são relevantes para o projeto de um sistema ou equipamento. A engenharia de fatores humanos busca, através de experimentos em laboratórios e técnicas de simulação, obter dados sobre as características humanas com o objetivo de inserir estes dados no projeto de ferramentas, máquinas, sistemas e equipamentos, para uso efetivo pelo ser humano em condições seguras e confortáveis.

1.2 Relevância do Tema

A Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA), órgão ligado a Organização das Nações Unidas (ONU), da qual o Brasil faz parte, tem manifestado, ao longo dos anos, uma crescente preocupação com a análise probabilística de segurança dos reatores nucleares de pesquisa de seus países membros. O primeiro passo para resolver esta questão foi dado com a publicação de dois relatórios técnicos, IAEA-TECDOC-636 (1992) e IAEA-TECDOC-930 (1997), onde foi feito o desenvolvimento

de uma base de dados de confiabilidade dos componentes dos reatores nucleares de pesquisa de alguns países que participaram deste estudo. Cabe observar, que o Brasil não participou da elaboração destes dois relatórios técnicos.

No ano de 2001, foi firmado entre o Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN/CNEN), órgão ligado à Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), e a Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) um contrato para a participação deste instituto em um projeto de pesquisa, que visava a ampliação e atualização da base de dados de confiabilidade dos componentes dos reatores nucleares de pesquisa. Participaram deste projeto, além do Brasil, mais dez países membros da AIEA.

O principal objetivo da AIEA, ao financiar este projeto de pesquisa, foi coordenar um trabalho de coleta exaustiva e extensiva de dados de confiabilidade e compilar estes dados de forma a atualizar e ampliar a atual base de dados da agência para reatores de pesquisa, publicada no relatório técnico IAEA-TECDOC-930 (1997). Outro objetivo da agência, com este projeto de pesquisa, foi o de estimular o desenvolvimento e a aplicação da análise probabilística de segurança nos reatores nucleares de pesquisa dos seus países membros (OLIVEIRA *et al.*, 2002).

Com base nos objetivos estabelecidos pela AIEA, o IPEN/CNEN propôs a utilização de seus dois reatores de pesquisa, IEA-R1 e IPEN/MB-01, cujas descrições serão feitas no capítulo 3, para fazer o levantamento da base de dados de confiabilidade de seus componentes. No ano de 2004, este levantamento foi concluído pelo setor responsável pelo projeto de pesquisa (OLIVEIRA *et al.*, 2005). Cabe observar, que este levantamento, juntamente com os outros feitos pelos demais países participantes do projeto de pesquisa, serão publicados pela AIEA em um novo relatório técnico.

É importante destacar, que a participação neste projeto de pesquisa tem trazido inúmeros benefícios ao IPEN/CNEN. Foram observadas algumas melhoras no que diz respeito aos registros que compõem o histórico de operação e manutenção de seus reatores de pesquisa. Assim, os grupos de operação e manutenção destes reatores de pesquisa aproveitaram este trabalho para modernizar e melhorar o processo de registro de dados das instalações, a fim de obter informações mais precisas para a revisão das rotinas operacionais e para aperfeiçoar as atividades de manutenção de seus reatores (OLIVEIRA *et al.*, 2005).

1.3 Objetivos da Pesquisa

1.3.1 Objetivo Geral

Esta tese tem por objetivo propor um método para a análise da manutenção de um reator nuclear de pesquisa, utilizando uma abordagem sócio-técnica, e com foco nas condições existentes atualmente no Brasil. O reator de pesquisa estudado foi o ARGONAUTA do Instituto de Engenharia Nuclear (IEN/CNEN), órgão ligado à Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), localizado na cidade do Rio de Janeiro.

Assim como ocorre com frequência em outros países e com os demais reatores de pesquisa instalados no Brasil, este reator é operado por um órgão público e, portanto, além de atender aos vários requisitos normativos regulatórios, deve também atender a restrições orçamentárias e a uma legislação rígida para a compra de peças e equipamentos, necessários na manutenção dos sistemas dos quais é composto. A proposta deste trabalho de tese consiste em fazer uma análise da manutenção de um dos sistemas que fazem parte da instrumentação do reator ARGONAUTA, o sistema de instrumentação nuclear, que será descrito em maiores detalhes no capítulo 4. Nesta análise, serão levados em consideração não apenas os aspectos técnicos dos equipamentos que compõem o sistema de instrumentação nuclear, mas também os fatores humanos e organizacionais que possam afetar a manutenção deste sistema através de uma abordagem sócio-técnica.

1.3.2 Objetivos Específicos

A fim de realizar a análise da manutenção do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa, será feito o cálculo da disponibilidade deste sistema, sendo posteriormente escolhidos os fatores humanos e organizacionais que possam afetar esta disponibilidade. Dessa forma, teremos como meta os seguintes objetivos específicos:

- definição da estrutura de um banco de dados de parâmetros técnicos relacionados com a confiabilidade e a manutenibilidade do sistema de instrumentação nuclear, tais como: tempo total de operação, número de falhas, tempo médio entre falhas, tempo total de manutenção, número de reparos e tempo médio para reparo;
- definição do modo de coleta destes dados;
- identificar os fatores humanos e organizacionais que possam afetar as tarefas de manutenção do sistema de instrumentação nuclear, utilizando a opinião de um grupo de especialistas com experiência nas áreas de operação e manutenção de reatores de pesquisa;
- propor uma estrutura metodológica para a alocação dos fatores citados anteriormente na análise da disponibilidade do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa;
- aplicar esta estrutura metodológica na análise da disponibilidade do sistema de instrumentação nuclear do reator, de modo a verificar a influência destes fatores na disponibilidade do sistema.

1.4 Estrutura do Trabalho e Contribuições

Este trabalho de tese é constituído de seis capítulos, incluindo esta introdução, descritos, resumidamente, nesta seção.

No capítulo 2, revisão da literatura, é apresentada a fundamentação teórica do trabalho com a definição dos conceitos de manutenção, gerenciamento da manutenção, confiabilidade, disponibilidade, manutenibilidade e confiabilidade humana. Além disto, é feita uma discussão sobre a confiabilidade e a disponibilidade de sistemas, que inclui a definição do conceito de sistema e seus possíveis tipos de configuração.

No capítulo 3, são apresentados os princípios básicos sobre o funcionamento dos reatores nucleares. Também é feita, uma breve descrição dos reatores nucleares de pesquisa que operam atualmente no Brasil.

No capítulo 4, é elaborada a estrutura metodológica utilizada nesta tese, com a descrição de todas as etapas necessárias para alcançar os objetivos propostos neste

trabalho de tese. A descrição do reator de pesquisa e do seu sistema de instrumentação nuclear, objeto de estudo desta tese, é feita neste capítulo.

No capítulo 5, é realizada a análise dos dados de manutenção coletados para os módulos do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa. Na primeira fase desta análise, foram considerados apenas os aspectos técnicos dos módulos que compõem o sistema de instrumentação nuclear. Posteriormente, numa segunda fase, foram levados em consideração os fatores humanos e organizacionais, que poderiam afetar a disponibilidade deste sistema.

Finalmente, no capítulo 6, são apresentadas as conclusões, as limitações da pesquisa e as sugestões para trabalhos futuros.

Os questionários utilizados para a seleção e a coleta de informações do grupo de especialistas são apresentados, respectivamente, nos apêndices 1 e 2. A planilha utilizada para a hierarquização dos fatores sócio-técnicos é apresentada no apêndice 3.

Os documentos e formulários relacionados com a operação do reator nuclear de pesquisa são apresentados no anexo.

Os resultados esperados por este trabalho seriam os de adequar as necessidades de manutenção do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa com os aspectos humanos e organizacionais característicos da instituição pública, a qual este reator pertence. Embora a análise feita se refira a um sistema específico do reator, a abordagem proposta neste trabalho também poderia ser aplicada aos demais sistemas, ou ainda, à manutenção do reator de modo geral.

Cabe destacar, que o método proposto neste trabalho de tese poderá auxiliar na elaboração de planos de manutenção de sistemas ou equipamentos de plantas industriais similares.

CAPÍTULO 2: REVISÃO DA LITERATURA

Neste capítulo, apresenta-se a fundamentação teórica do trabalho, cuja finalidade é delinear as concepções e conceitos necessários para embasar as teorias e abordagens que serão utilizadas neste estudo.

2.1 Manutenção

A manutenção de sistemas e equipamentos é uma questão central na Engenharia de Produção. Embora nenhum sistema seja indiferente a falhas, muitas vezes é preciso minimizar a probabilidade delas ocorrerem. A ocorrência de falhas pode ter consequências desastrosas como num vôo de um avião, no fornecimento de energia para um hospital ou na operação de uma usina nuclear. A elaboração de um plano de manutenção tem por objetivo a prevenção e recuperação das falhas do sistema, aumentando a confiabilidade deste e diminuindo os custos decorrentes das paradas não planejadas. É fundamental também para as questões relacionadas à segurança de uma empresa, principalmente naquelas que lidam com tecnologias perigosas.

Segundo a norma NBR-5462 (1994), da Associação Brasileira de Norma Técnicas – ABNT, “manutenção é o conjunto das ações destinadas a manter ou recolocar um item num estado no qual possa desempenhar sua função requerida”. De acordo com LIMA e CASTILHO (2006), “manutenção é o conjunto de atividades e recursos aplicados aos sistemas e equipamentos, visando garantir a continuidade de sua função dentro de parâmetros de disponibilidade, de qualidade, de prazo, de custos e de vida útil adequados”. Nesta definição, de grande abrangência, a manutenção é caracterizada como um processo. Um processo que deve iniciar antes da aquisição de um sistema ou equipamento e que tem como principal função o prolongamento da vida útil do mesmo.

PINTO e XAVIER (2012) definem a Missão da Manutenção: "Garantir a disponibilidade da função dos equipamentos e instalações de modo a atender a um processo de produção ou de serviço, com confiabilidade, segurança, preservação do meio ambiente e custo adequados". SLACK *et al.* (2008) destacam os benefícios da manutenção para as empresas que adotam uma programação sistemática da mesma em

suas instalações: segurança melhorada, aumento da confiabilidade, maior qualidade, custos de operação mais baixos, tempo de vida mais longo e valor final mais alto.

Na literatura existem certas divergências com relação à classificação dos tipos de manutenção. Para alguns autores (PINTO e XAVIER, 2012), existem cinco tipos diferentes de manutenção: manutenção corretiva, manutenção preventiva, manutenção preditiva, manutenção detectiva e engenharia de manutenção. Outros autores (LEWIS, 1996) consideram que há apenas duas formas de se fazer manutenção, a corretiva e a preventiva, sendo os demais tipos derivados dessas duas categorias principais. Neste trabalho, iremos considerar que existem basicamente três tipos de manutenção: corretiva, preventiva e preditiva.

A manutenção corretiva é o tipo de manutenção mais antigo e mais utilizado pelas empresas. Segundo a Norma NBR-5462 (1994), manutenção corretiva é “a manutenção efetuada após a ocorrência de uma pane, destinada a recolocar um item em condições de executar uma função requerida”. Assim, neste caso, o reparo ou substituição das peças é feito após a ocorrência da falha. Seu objetivo é fazer o sistema retomar suas funções o mais rápido possível. Este tipo de manutenção normalmente implica em custos mais altos, pois a falha inesperada pode acarretar perdas na produção e queda na qualidade do produto. As paralisações não são planejadas e, por esta razão, são quase sempre mais demoradas. Dessa forma, as empresas devem manter estoques elevados de peças de reposição, o que leva a um aumento dos custos de manutenção. Outro fato que deve ser levado em consideração é a questão da segurança, já que para algumas empresas, a ocorrência de falhas poderá ter sérias consequências, como no caso das companhias aéreas.

A manutenção preventiva, também conhecida como manutenção baseada no tempo, tem por objetivo evitar ou reduzir as falhas de um sistema ou equipamento, através de um planejamento baseado em intervalos definidos de tempo. A norma NBR-5462 (1994) define manutenção preventiva como a “manutenção efetuada em intervalos predeterminados, ou de acordo com critérios prescritivos, destinada a reduzir a probabilidade de falha ou a degradação do funcionamento de um item”. Assim, na manutenção preventiva a substituição ou reparo das peças é programada para ser feita antes da ocorrência da falha. Dessa forma, procura-se aumentar a confiabilidade do sistema, protegendo-o contra o desgaste decorrente do uso.

A manutenção preventiva é baseada no conhecimento estatístico das taxas de falha dos componentes, equipamentos ou sistemas ao longo do tempo. É interessante

observar, que a determinação dos intervalos de tempo para a realização da manutenção, é fundamental para o sucesso de uma boa manutenção preventiva. Assim, se o intervalo para a realização da manutenção for menor do que o necessário, haverá um aumento do custo, decorrente de paradas e troca de peças desnecessárias. Por outro lado, uma manutenção tardia poderá ter sérias consequências para empresas onde a ocorrência de falhas pode provocar catástrofes ou riscos ao meio ambiente. Assim, estas empresas devem estabelecer uma política de manutenção preventiva rigorosa.

A manutenção preditiva, também conhecida como manutenção baseada na condição, tem por objetivo evitar ou reduzir as falhas de um sistema ou equipamento, através de um planejamento baseado no acompanhamento das variáveis ou parâmetros que indicam o desempenho dos equipamentos, visando definir a necessidade ou não de intervenção. A manutenção preditiva pode ser considerada como uma forma evoluída da manutenção preventiva, ou seja, um programa de manutenção acionado por condições.

Este tipo de manutenção privilegia a disponibilidade dos sistemas e equipamentos, já que as medições e verificações são feitas com os mesmos em funcionamento. Algumas técnicas de monitoramento na manutenção preditiva incluem: análise de vibração, análise por ultrassom, monitoração de processo, inspeção visual, e outras técnicas de análise não destrutivas. ALMEIDA (2007) cita os benefícios da manutenção preditiva: melhora na produtividade, na qualidade do produto, no lucro e na efetividade global de uma planta industrial de manufatura ou de processo. Segundo o autor, “a manutenção preditiva é uma filosofia ou atitude que usa a condição operacional real do equipamento e sistemas de uma planta industrial para otimizar a operação total desta planta”.

Na figura 1, são apresentados os principais tipos de manutenção.

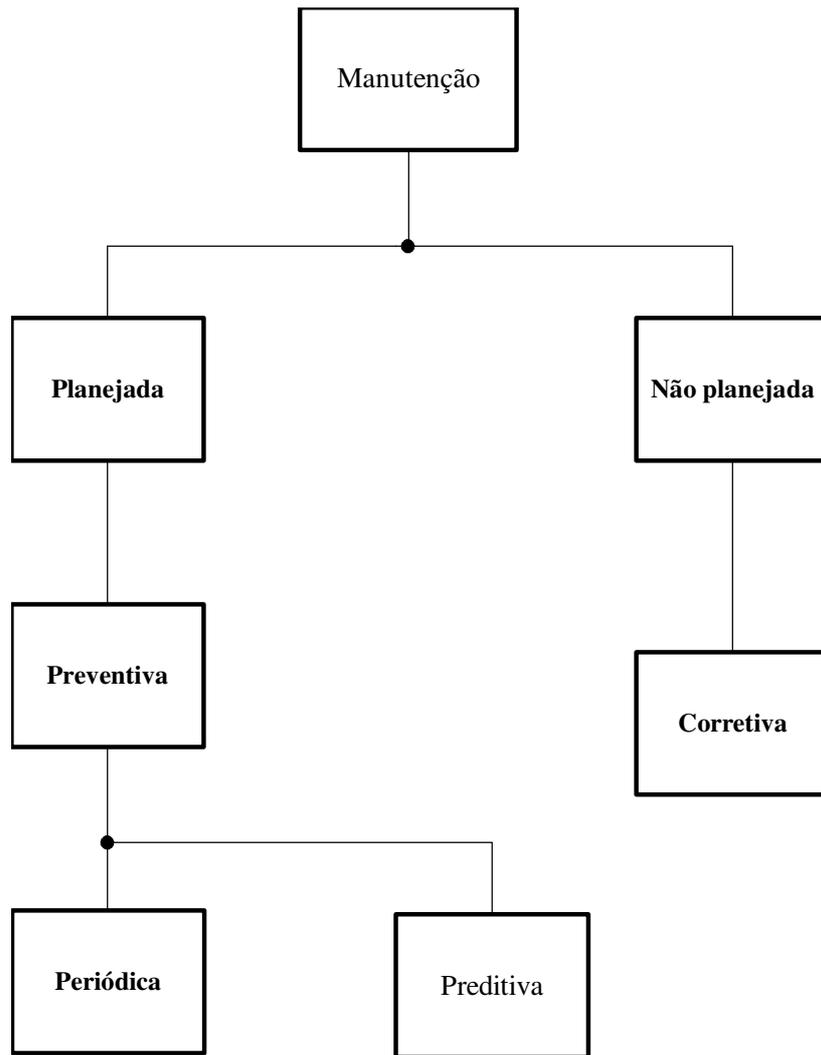


Figura 1: Principais tipos de manutenção (SANTOS, 1998).

A maior parte das empresas adota uma estratégia mista, que combina os diferentes tipos de manutenção apresentados, no planejamento da manutenção de seus sistemas e equipamentos. Assim, deve-se levar em consideração não apenas os custos de manutenção, como também as questões relacionadas à segurança. Dessa forma, a manutenção corretiva deve ser usada nos casos em que as consequências da falha são pequenas, não acarretando maiores problemas ao processo produtivo ou à segurança das instalações. Por outro lado, nos casos em que as consequências da falha são graves, deve ser estabelecida uma política de manutenção planejada preventiva e ou preditiva.

2.2 Gerenciamento da Manutenção

Conforme visto anteriormente, as empresas empregam os três tipos de manutenção apresentados para cuidar de seus sistemas e equipamentos. Geralmente, estes sistemas ou equipamentos apresentam diferentes características e, por este motivo, devem ter sua manutenção planejada de acordo com estas características. Podemos citar, por exemplo, a manutenção de um automóvel. Em geral, algumas partes do carro somente são substituídas quando falham, como as lâmpadas e os fusíveis. Assim, estaremos fazendo manutenção corretiva para estes itens. Entretanto, outros itens como o óleo do motor, por exemplo, deve ser substituído de acordo com um certo intervalo de tempo ou quilometragem. Logo, para estes itens estaremos fazendo manutenção preventiva. Já o estado dos pneus pode ser monitorado através de inspeção visual de modo a verificar sua condição e, conseqüentemente, a necessidade de troca. Neste caso então, estaremos fazendo manutenção preditiva.

No planejamento da manutenção de um sistema ou equipamento, devemos pesar os custos da manutenção preventiva com o ganho proporcionado pela diminuição do número de falhas. Normalmente, quanto maior o nível de manutenção preventiva, menor é a probabilidade de ocorrerem falhas. O equilíbrio entre o nível de manutenção preventiva e o nível de manutenção corretiva é estabelecido para minimizar o custo total de manutenção. Um nível baixo de manutenção preventiva terá um custo baixo, mas poderá resultar em uma alta probabilidade de falha, levando a um aumento do nível de manutenção corretiva. A figura 2 mostra o comportamento desses custos.

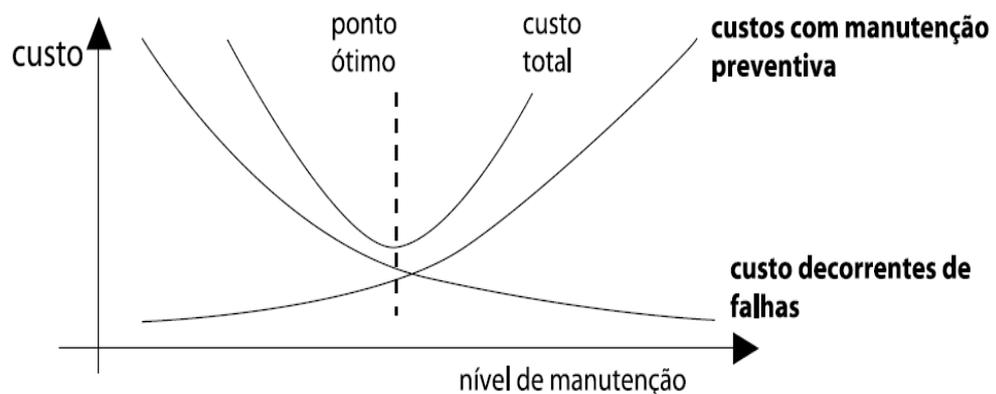


Figura 2: Gráfico de custos de manutenção (adaptado de SLACK *et al.*, 2008).

Conforme visto na figura 2, a curva de custo total de manutenção apresenta um ponto ótimo, que minimiza este custo para um certo nível de manutenção. Entretanto, cabe ressaltar, que o gráfico apresentado é teórico e que, na prática, os custos nem sempre apresentam este comportamento ideal.

A seguir, serão apresentadas as principais abordagens para o gerenciamento da manutenção.

2.2.1 Manutenção Produtiva Total

A Manutenção Produtiva Total (MPT) ou *Total Productive Maintenance* (TPM) surgiu no Japão no período pós Segunda Guerra Mundial. A MPT teve origem nos programas de qualidade surgidos após a guerra, devido à necessidade de produção em massa, de modo a suprir à demanda, numa conjuntura em que muitas nações industriais tinham sido destruídas pela guerra. As empresas japonesas, até então famosas pela fabricação de produtos de baixa qualidade, buscaram, na excelência da qualidade, uma alternativa para reverter o quadro no qual se encontravam. Assim, surge, em meados da década de setenta, a Manutenção Produtiva Total. No Brasil, essa filosofia começou a ser praticada em 1986 (SLACK *et al.*, 2008).

De acordo com NAKAJIMA (1988), manutenção produtiva é a “gestão da manutenção que reconhece a importância da confiabilidade, manutenção, e eficiência econômica nos projetos de fábricas”. Segundo o autor, a filosofia da MPT estabelece que a manutenção deve ser realizada por todos os empregados, organizados em pequenos grupos. A essência da MPT é que os operadores dos equipamentos de produção participem da manutenção preventiva, auxiliem os mecânicos nos consertos quando o equipamento está fora de operação e, juntos, trabalhem no equipamento e no processo de melhoria do grupo de atividades. Desse modo, a MPT estimula a participação dos operadores num esforço de manutenção preventiva e corretiva, criando assim uma mentalidade de autogerenciamento do seu local de trabalho. Assim, a MPT estabelece que a manutenção é um assunto que diz respeito a toda a empresa, envolvendo desde a alta direção até os operadores dos equipamentos, e para a qual todos podem contribuir de alguma forma.

Segundo NAKAJIMA (1988), a MPT tem por objetivo estabelecer uma boa

prática de manutenção na produção, através do cumprimento de cinco metas:

- 1) Melhorar a eficácia dos equipamentos;
- 2) Realizar manutenção autônoma;
- 3) Planejar a manutenção;
- 4) Treinar todo o pessoal em habilidades relevantes de manutenção;
- 5) Conseguir gerir os equipamentos logo no início.

O objetivo principal dessas ações é o aumento da eficiência dos equipamentos, com redução dos custos de operação e manutenção. Cabe ressaltar, que a atuação não se dá apenas no reparo, mas também junto ao operador e na gestão do equipamento, visando eliminar todas as perdas.

2.2.2 Manutenção Centrada na Confiabilidade

A Manutenção Centrada na Confiabilidade (MCC) ou *Reliability Centered Maintenance* (RCM) teve origem na década de 60 com a necessidade de se revisar e aplicar programas de manutenção na indústria aeronáutica. Com o lançamento do Boeing 747, que apresentou níveis de automação sem precedentes em relação às aeronaves até então existentes, o uso das metodologias tradicionais de manutenção não atendia às exigências das autoridades norte americanas. Estudos realizados por um grupo de engenheiros americanos deram origem ao desenvolvimento de novas técnicas para a estruturação de programas de manutenção preventiva, com o objetivo de preservar as funções críticas das aeronaves comerciais. Em 1972, o Departamento de Defesa dos Estados Unidos iniciou a utilização destas novas técnicas em aeronaves militares. O desenvolvimento destas novas técnicas de manutenção resultou em um relatório, publicado em 1978 por NOWLAN e HEAP para o Departamento de Defesa americano, intitulado "Reliability Centered Maintenance". Assim, surgia o conceito da Manutenção Centrada na Confiabilidade. A partir do início da década de oitenta, a MCC começou a ser utilizada em diversas instalações nucleares.

A MCC é uma abordagem sistemática para o planejamento da manutenção, considerando aspectos de confiabilidade. Segundo a Administração Nacional de

Aeronáutica e Espaço (NASA, 2000), a MCC é um processo para o planejamento da manutenção que procura definir a abordagem mais efetiva para a manutenção visando aumentar a operacionalidade dos equipamentos, melhorar a segurança e reduzir os custos de manutenção. O objetivo da MCC é estabelecer uma combinação ótima das ações de manutenção a serem empregadas com base na condição, no tempo ou na operação até a falha do equipamento. Assim, a MCC procura combinar ações de manutenção corretiva, preventiva e preditiva com o máximo de eficiência. Para obter esta combinação ótima dos tipos de manutenção a serem empregados, a MCC utiliza a análise do padrão de falhas de cada equipamento ou sistema.

De acordo com SLACK *et al.* (2008), a abordagem da MCC pode ser resumida como “se não podemos evitar que as falhas aconteçam, é melhor evitar que elas tenham importância”. Ou seja, se a manutenção não pode prever ou mesmo prevenir as falhas, e as falhas têm consequências importantes, então todos os esforços devem ser dirigidos no sentido de se reduzir o impacto de tais falhas.

Como vemos, a MCC é um processo contínuo que reúne dados do desempenho operacional de um sistema ou equipamento e os utiliza para melhorar o gerenciamento da manutenção. Dessa forma, podemos citar vários benefícios proporcionados pelo uso da MCC, entre os quais: redução das atividades de manutenção preventiva, redução dos custos de manutenção, aumento da disponibilidade dos sistemas, aumento da vida útil dos equipamentos, redução do número de itens sobressalentes e, especialização e incentivo para o trabalho em equipe das pessoas envolvidas com as atividades de manutenção.

2.2.3 Sistemas de Gerenciamento da Manutenção

Nos últimos anos, com o uso cada vez mais intenso da informática pelas empresas, tem sido desenvolvidos vários softwares para o gerenciamento da manutenção. De modo geral, estes softwares procuram integrar as diversas áreas da empresa com o setor de manutenção, com o objetivo de acompanhar e planejar a manutenção dos seus equipamentos.

Os sistemas geralmente possuem vários módulos que compreendem todas as rotinas para o gerenciamento da manutenção. A interface com o usuário costuma ser

simples e de fácil utilização. Cada módulo destes sistemas como, por exemplo, equipamentos, mão de obra, ordens de serviço, etc. tem uma função específica onde o objetivo maior é desenvolver uma metodologia de controle e verificação dos serviços executados pela manutenção. Sendo assim, a medida que estes sistemas vão sendo utilizados, pode-se verificar a evolução e o desenvolvimento do setor de manutenção da empresa.

Entre os benefícios esperados com a implantação de um sistema de gerenciamento da manutenção podemos citar:

a) o aumento da confiabilidade e da disponibilidade dos equipamentos:

- redução das falhas;
- redução dos tempos de reparo;
- redução da frequência e da duração das paradas para manutenção preventiva;

b) a redução dos custos de manutenção:

- redução da compra de peças sobressalentes;
- redução da quantidade de peças sobressalentes em estoque;
- redução dos serviços contratados para fazer manutenção;
- aumento da produtividade.

Enfim, com a utilização de um sistema de gerenciamento da manutenção, é possível fazer um controle detalhado da manutenção de uma empresa, diminuindo os custos e aumentando a disponibilidade e a confiabilidade dos equipamentos.

2.3 Confiabilidade

A confiabilidade estabelece a medida da capacidade de um sistema ou parte dele operar sem falhas, quando em serviço. Quantitativamente, a confiabilidade pode ser definida como a probabilidade de um componente, equipamento, sistema ou parte dele desempenhar adequadamente suas funções durante um período de tempo especificado, sob condições operacionais pré-estabelecidas (VIANNA, 1995).

Segundo LAFRAIA (2008), com o surgimento da indústria aeronáutica foram desenvolvidos os primeiros estudos de análise da confiabilidade. Na década de quarenta, desenvolveu-se a formalização matemática relacionada aos problemas de confiabilidade e o matemático Robert Lusser formulou uma equação relacionada à confiabilidade de um sistema em série.

Após a Segunda Guerra Mundial, foram realizados vários estudos nas forças armadas dos Estados Unidos sobre reparos em equipamentos, custos de manutenção e falhas de equipamentos, resultando na criação de um comitê de confiabilidade pelo Departamento de Defesa americano em 1950. Em 1952 este comitê foi transformado em um grupo permanente chamado de *Advisory Group on the Reliability of Electronic Equipment* (AGREE). Em meados da década de sessenta, o Departamento de Defesa americano emitiu uma norma que tornou obrigatória a integração das atividades de análise da confiabilidade com as demais atividades de engenharia, projeto, desenvolvimento e produção.

No Brasil, a partir dos anos setenta, algumas universidades já tinham nos currículos de seus cursos de pós-graduação em engenharia elétrica disciplinas de análise da confiabilidade, e as concessionárias de geração e transmissão de energia elétrica contavam com pessoal capacitado no assunto.

Na área nuclear, a engenharia da confiabilidade ganhou impulso a partir de 1979 quando foi criado um grupo de pesquisas na COPPE/UFRJ com apoio da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), para pesquisa e desenvolvimento de técnicas de Engenharia da Confiabilidade e Análise de Riscos, com o objetivo de aplicar estas técnicas na análise de segurança das centrais nucleares. Em 1984 foi criado o Laboratório de Análise de Segurança na COPPE/UFRJ, que se constituiu em um importante centro na formação de pesquisadores nas áreas de Engenharia da Confiabilidade e Análise de Riscos.

2.3.1 Conceitos Básicos

Conforme visto acima, a confiabilidade foi definida como a probabilidade de um sistema ou equipamento operar sem falhas durante um certo período de tempo. Assim, a confiabilidade estabelece a probabilidade de sobrevivência de um sistema ou equipamento.

A confiabilidade será definida em função da variável aleatória T , o tempo de falha de um sistema ou equipamento. Sendo este tempo uma variável aleatória contínua, teremos a função densidade de falha ou função densidade de probabilidade $f(t)$ associada a esta variável aleatória. Assim, a probabilidade de que a falha ocorra num intervalo de tempo entre t e $t + \Delta t$, para um Δt muito pequeno, será dada por:

$$f(t)\Delta t = P(t \leq T \leq t + \Delta t) \quad (2.1)$$

A função distribuição de falha ou função distribuição de probabilidade acumulada $F(t)$ é definida como a probabilidade de que a falha ocorra num tempo menor ou igual a t , ou seja, é a probabilidade de falha do sistema. Assim, teremos:

$$F(t) = P(T \leq t) \quad (2.2)$$

A confiabilidade ou função confiabilidade $R(t)$ será então definida como a probabilidade de um sistema operar sem falha durante um intervalo de tempo t , logo:

$$R(t) = P(T > t) \quad (2.3)$$

Como as funções $F(t)$ e $R(t)$ são complementares e lembrando da relação entre as funções $f(t)$ e $F(t)$, teremos:

$$R(t) = 1 - F(t) \quad (2.4)$$

$$F(t) = \int_0^t f(u)du \quad (2.5)$$

Assim, teremos a seguinte equação para a confiabilidade $R(t)$:

$$R(t) = \int_t^{\infty} f(u)du \quad (2.6)$$

De acordo com as propriedades da função densidade de probabilidade $f(t)$, segue que: $R(0)=1$ e $R(\infty)=0$. A função $F(t)$ também é conhecida como a não confiabilidade do sistema.

Normalmente, o comportamento de um sistema é analisado em função da sua taxa de falha. A taxa de falha ou taxa instantânea de falha $\lambda(t)$ expressa o número de falhas por unidade de tempo e pode ser definida em função da confiabilidade $R(t)$ e da função densidade de falha $f(t)$. Assim, seja $\lambda(t)\Delta t$ a probabilidade de que o sistema irá falhar num tempo $T < t + \Delta t$, dado que ele ainda não tenha falhado no tempo $T = t$. Teremos então:

$$\lambda(t)\Delta t = P(T < t + \Delta t | T > t) \quad (2.7)$$

Utilizando a definição de probabilidade condicional e desenvolvendo a equação acima (LEWIS, 1996), teremos a seguinte relação envolvendo a taxa de falha e a confiabilidade:

$$\lambda(t) = \frac{f(t)}{R(t)} \quad (2.8)$$

A taxa de falha também é conhecida como taxa de mortalidade. A equação acima expressa a taxa de falha em função da confiabilidade, entretanto é mais útil expressarmos a confiabilidade em termos da taxa de falha. Da equação (2.5), temos:

$$f(t) = \frac{dF(t)}{dt} \quad (2.9)$$

Derivando a equação (2.4) em relação a t e usando a equação (2.9), teremos:

$$f(t) = -\frac{dR(t)}{dt} \quad (2.10)$$

Substituindo $f(t)$ na equação (2.8), teremos uma equação diferencial envolvendo a taxa de falha e a confiabilidade:

$$\lambda(t) = -\frac{1}{R(t)} \frac{dR(t)}{dt} \quad (2.11)$$

Resolvendo a equação acima, teremos a seguinte expressão para a confiabilidade em termos da taxa de falha.

$$R(t) = \exp\left(-\int_0^t \lambda(u) du\right) \quad (2.12)$$

A função densidade de falha também pode ser obtida em termos da taxa de falha. Assim, utilizando as equações (2.8) e (2.12), teremos:

$$f(t) = \lambda(t) \exp\left(-\int_0^t \lambda(u) du\right) \quad (2.13)$$

Um parâmetro muito usado para caracterizar a confiabilidade é o tempo médio para a falha (MTTF - “Mean Time To Failure”). O MTTF é definido como o valor esperado $E(T)$ da variável aleatória T e expressa o tempo médio para a ocorrência de uma falha. Logo, temos que:

$$MTTF = \int_0^{\infty} t f(t) dt \quad (2.14)$$

O tempo médio para a falha pode ser obtido também em função da confiabilidade (LEWIS, 1996).

$$MTTF = \int_0^{\infty} R(t) dt \quad (2.15)$$

2.3.2 A Curva da Banheira

A análise do comportamento da taxa de falha $\lambda(t)$ é muito importante para que possamos conhecer as causas da falha de um sistema ou equipamento. Com algumas variações, a curva da taxa de falha em função do tempo é conhecida como “curva da banheira”, devido ao seu formato característico. A curva da banheira, também chamada de curva de mortalidade, descreve tanto o comportamento de dispositivos, sistemas, equipamentos e etc., como o de seres vivos. A terminologia usada vem das distribuições de mortalidade humana, onde a falha é definida como morte. A figura 3 mostra o gráfico da taxa de falha em função do tempo (curva da banheira).

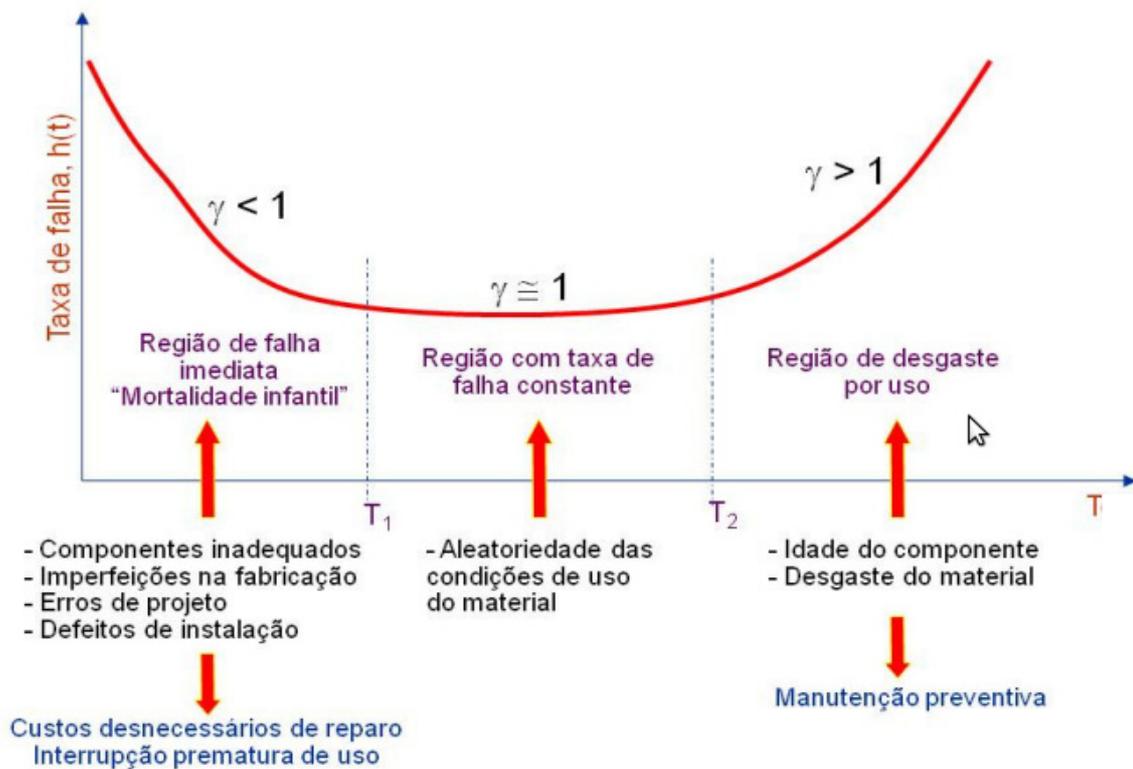


Figura 3: Gráfico da taxa de falha em função do tempo (curva da banheira).

A região para $t < T_1$ da curva da banheira é caracterizada por possuir uma taxa de falha elevada, que é decrescente com o tempo. Ela estabelece o período de falhas prematuras ou mortalidade infantil. Nesta região, as falhas ocorrem devido a erros de projeto ou da produção. Como o sistema é posto para operar pela primeira vez, a taxa de falha é alta. À medida que as falhas vão sendo corrigidas, a taxa de falha decresce.

Assim, peças defeituosas são trocadas, erros de projeto e defeitos de fabricação corrigidos, etc. Esta fase corresponde ao período de “teste” ou “amaciamento” do equipamento. Neste período, o equipamento é submetido a uma série de testes, de modo que eventuais defeitos possam ser detectados e corrigidos, a fim de que se possa evitar futuros problemas (VIANNA, 1995).

A região para $T_1 < t < T_2$ corresponde ao período de vida útil do sistema ou equipamento. Ela é caracterizada por possuir uma taxa de falha baixa e aproximadamente constante. Nesta região, as falhas ocorrem de modo aleatório (falhas aleatórias) e são originadas por fatores complexos, incontroláveis e nem sempre conhecidos. Em geral, cargas externas são responsáveis por este tipo de falha. Estas cargas podem ser dos mais variados tipos e sua influência dependerá do sistema considerado. Assim, podemos citar vibração, impacto mecânico e variações de temperatura e umidade como exemplos de cargas externas que poderão ocasionar falhas aleatórias.

Finalmente, temos a região para $t > T_2$ que é caracterizada por possuir uma taxa de falha crescente. Ela corresponde ao período de velhice do sistema ou equipamento, onde as falhas ocorrem em função do desgaste do mesmo. Esta região indica o fim da vida útil do equipamento, determinando a necessidade de sua substituição ou reparo. Corrosão, fadiga e difusão de materiais são exemplos de alguns fatores que contribuem para aumentar o desgaste.

Geralmente, os fabricantes procuram desenvolver, testar e ajustar seus produtos até que a taxa de falhas seja baixa e constante, o que caracteriza a fase de vida útil, indicando o melhor momento para a comercialização dos mesmos. Entretanto, cabe ressaltar, que mesmo adotando esta postura, muitos produtos são lançados ainda na fase de mortalidade infantil. Tal fato poderá gerar um elevado custo de atendimento em garantia, como por exemplo os “recalls” de veículos, ou prejuízos ao consumidor, com possíveis implicações na reputação do fabricante.

Embora a curva da banheira mostrada na Figura 3 represente o comportamento da taxa de falha de muitos sistemas, existem algumas variações para esta curva, de acordo com o tipo de sistema ou equipamento a ser analisado. VIANNA (1995) faz uma extensa discussão dos diferentes tipos de curvas da banheira para os casos de: componentes eletrônicos, componentes mecânicos e programas de computador (softwares).

2.3.3 Principais Distribuições de Probabilidade

Conforme visto na seção anterior, a região de vida útil de um sistema ou equipamento se caracteriza por possuir uma taxa de falha baixa e aproximadamente constante. As falhas que ocorrem nesta região foram chamadas de falhas aleatórias. Estas falhas são definidas supondo-se que a taxa de falha do sistema seja independente da idade e do histórico passado do mesmo. No caso de sistemas que operam continuamente, isto implica numa taxa de falha constante (VIANNA, 1995).

O modelo de taxa de falha constante pode ser usado para modelar a região de vida útil de um sistema ou equipamento. A intensidade das falhas prematuras pode ser diminuída através de um rigoroso controle de qualidade, feito durante o período de mortalidade infantil. Do mesmo modo, a implantação de um plano de manutenção preventiva cuidadoso, com a troca de peças que sofreram um maior desgaste, pode aumentar a vida útil de um sistema ou equipamento.

A distribuição de probabilidade usada para modelar a região de vida útil é a distribuição exponencial. Assim, utilizando a equação (2.13) com λ no lugar de $\lambda(t)$, teremos a seguinte expressão para a função densidade de falha:

$$f(t) = \lambda e^{-\lambda t} \quad (2.16)$$

Para obtermos a função distribuição de falha, utilizamos a equação (2.5). Assim, teremos:

$$F(t) = 1 - e^{-\lambda t} \quad (2.17)$$

A confiabilidade pode ser obtida utilizando-se a equação (2.12).

$$R(t) = e^{-\lambda t} \quad (2.18)$$

Como vemos, as funções $f(t)$, $F(t)$ e $R(t)$ foram obtidas em função de um único parâmetro λ , a taxa de falha do sistema, suposta constante.

O tempo médio para a falha (MTTF) da distribuição exponencial pode ser obtido utilizando-se a equação (2.15). Assim, teremos:

$$MTTF = \frac{1}{\lambda} \quad (2.19)$$

Um fato importante relacionado à distribuição exponencial é o de que ela possui a propriedade de ser “sem memória”, ou seja, a probabilidade de falha independe da idade do equipamento. Assim, a probabilidade de um equipamento falhar nas próximas t horas é a mesma de que ele falhe nas próximas $L + t$ horas, dado que ele ainda não tenha falhado nas L horas anteriores (MEYER, 1983). Cabe ressaltar, que este fato está de acordo com o tipo de falha que se deseja modelar com esta distribuição, uma vez que as falhas aleatórias independem da idade do equipamento.

Para modelarmos as regiões de mortalidade infantil e velhice não podemos utilizar a distribuição exponencial, uma vez que a taxa de falha do sistema ou equipamento não é mais constante, variando com o tempo. Assim, outras distribuições de probabilidade devem ser utilizadas. Entre estas distribuições, podemos citar a normal, a lognormal e a Weibull.

A normal é uma distribuição pouco flexível, sendo usada apenas para modelar a região de velhice. Já a lognormal é uma distribuição mais flexível, podendo ser usada para modelar tanto a região de mortalidade infantil, como a região de velhice. Finalmente, temos a distribuição de Weibull que pode ser usada para modelar os períodos de mortalidade infantil, vida útil ou velhice sendo, por esta razão, uma das distribuições mais usadas em análise da confiabilidade.

A distribuição de Weibull com parâmetros γ e α tem a seguinte expressão para a taxa de falha.

$$\lambda(t) = (\alpha\gamma)t^{\gamma-1} \quad (2.20)$$

Onde os parâmetros γ e α são ambos positivos e estabelecem, respectivamente, a forma e a escala da distribuição. A confiabilidade e a função densidade de falha podem ser encontradas utilizando-se as equações (2.12) e (2.13). Assim, teremos:

$$R(t) = \exp(-\alpha t^\gamma) \quad (2.21)$$

$$f(t) = (\alpha\gamma)t^{\gamma-1} \exp(-\alpha t^\gamma) \quad (2.22)$$

A análise da expressão da taxa de falha $\lambda(t)$ indica que, dependendo do valor de γ , a taxa de falha poderá aumentar, diminuir ou permanecer constante. Assim, para $\gamma > 1$ a taxa de falha é crescente, para $\gamma < 1$ decrescente e para $\gamma = 1$ constante, correspondendo, respectivamente, aos períodos de velhice, mortalidade infantil e vida útil, conforme pode ser visto na figura 3.

2.3.4 Modos de Falha

Em geral, um sistema ou equipamento pode apresentar falhas devido a diferentes componentes ou mecanismos. Em muitos casos, estas falhas podem estar inter-relacionadas, tornando-as dependentes entre si, dificultando muito a análise da confiabilidade, sobretudo em sistemas mais complexos.

Entretanto, se for possível separar as falhas de acordo com o componente ou mecanismo que as causa, de tal forma que estas se tornem independentes, a confiabilidade do sistema pode ser expressa em termos das confiabilidades de cada componente ou mecanismo. Neste caso, é comum utilizar-se o termo “modos de falha”, que é definido como as falhas de diferentes componentes ou a falha de diferentes mecanismos de um mesmo sistema, supostas independentes. Assim, pode-se encontrar a seguinte expressão para a confiabilidade de um sistema (VIANNA, 1995).

$$R(t) = \prod_i R_i(t) \quad (2.23)$$

Onde $R_i(t)$ é a confiabilidade do i -ésimo modo de falha. No caso deste modo de falha ser a falha de um componente, $R_i(t)$ é a confiabilidade do i -ésimo componente.

Para cada modo de falha, pode-se definir uma função densidade e uma taxa de falha $\lambda_i(t)$ associada. Utilizando as equações (2.12) e (2.23), teremos a seguinte expressão para a confiabilidade de um sistema.

$$R(t) = \exp\left(-\int_0^t \lambda_s(u) du\right) \quad (2.24)$$

$$\lambda_s(t) = \sum_i \lambda_i(t) \quad (2.25)$$

Como pode ser visto na equação acima, a taxa de falha do sistema $\lambda_s(t)$ é a soma das taxas dos diferentes modos de falha que compõem este sistema. Para o caso em que estas taxas forem constantes, a distribuição exponencial poderá ser utilizada. Assim, teremos as seguintes expressões para a taxa de falha e para o MTTF do sistema.

$$\lambda_s = \sum_i \lambda_i \quad (2.26)$$

$$MTTF = \frac{1}{\lambda_s} \quad (2.27)$$

A vantagem da utilização do modelo dos modos de falha reside no fato de que muitos dados de taxas de falha estarem tabelados para alguns componentes, e não para um sistema como um todo. Assim, componentes que são normalmente usados em diversas áreas tais como: diodos, chaves e demais componentes eletroeletrônicos; bombas, válvulas e demais componentes mecânicos, têm suas taxas de falha tabeladas. Dessa forma, qualquer modificação no projeto de um sistema ou equipamento, ou ainda a elaboração de um novo projeto, nos permitirá encontrar a confiabilidade do sistema de modo simples, uma vez que os dados de taxas de falha dos componentes utilizados estarão disponíveis.

Estando estes dados disponíveis, a taxa de falha do sistema poderá ser facilmente encontrada, bastando, para isto, contar o número de vezes n_j em que o componente aparece no sistema. Teremos então:

$$\lambda_s = \sum_j n_j \lambda_j \quad (2.28)$$

Cabe ressaltar, que dependendo do tipo de aplicação e grau de importância de um determinado sistema, poderão ser utilizados alguns fatores de correção para as taxas de falha dos componentes, que levem em consideração o nível de stress ao qual o sistema será submetido.

2.4 Disponibilidade e Manutenibilidade

As hipóteses feitas até agora levam em conta o fato de que quando o sistema ou equipamento é posto para operar pela primeira vez, ele seja considerado novo. Assim, a vida de um sistema ou equipamento se inicia em $t=0$. Em muitos casos, a ocorrência de uma falha não implica, necessariamente, no fim da vida de um sistema, uma vez que se pode efetuar o reparo deste. Dessa forma, o sistema poderá voltar a executar sua missão normalmente.

Conforme visto anteriormente, o MTTF é um parâmetro que expressa o tempo médio para a ocorrência de uma falha. No caso dos componentes não reparáveis, onde a falha implica no fim da vida destes, este parâmetro deve ser utilizado. Entretanto, no caso dos componentes reparáveis, um novo parâmetro deve ser definido, o tempo médio entre falhas (MTBF - “Mean Time Between Failures”). O MTBF é definido da mesma forma que o MTTF, desde que o sistema, ao ser reparado, retorne à condição “tão bom quanto novo” (*as good as new condition*). Teremos então (LEWIS, 1996):

$$MTBF = \int_0^{\infty} tf(t)dt \quad (2.29)$$

Uma vez estabelecida a distinção entre os sistemas reparáveis, aqueles em que é possível efetuar-se o reparo, e os não reparáveis, onde a falha implica na substituição destes, devem ser definidas duas novas grandezas: a manutenibilidade e a disponibilidade. Tanto a manutenibilidade como a disponibilidade, além da confiabilidade, são muito úteis na análise dos sistemas reparáveis.

A manutenibilidade ou mantenabilidade estabelece a medida de quão rápido um sistema é reparado, após a ocorrência de uma falha. Assim, ela se concentra em diminuir o tempo de duração das falhas, reestabelecendo o funcionamento de um

sistema no menor tempo possível. As origens da manutenibilidade como disciplina da engenharia remonta aos anos cinquenta e, desde então, tem se tornado um objetivo da indústria (IRESON, COOMBS e MOSS, 1996). Segundo WUTTKE e SELBITTO (2008), a manutenibilidade tem por finalidade indicar em que tempo médio a equipe de manutenção terá sucesso no reparo. Os autores ressaltam ainda que a manutenibilidade é um indicativo de performance, porém não é isolado.

A norma NBR-5462 (1994) define manutenibilidade como: “facilidade de um item em ser mantido ou recolocado no estado no qual possa executar suas funções requeridas, sob condições de uso especificadas, quando a manutenção é executada sob condições determinadas e mediante procedimentos e meios descritos”. Assim como a confiabilidade, a manutenibilidade também deve ser definida como uma probabilidade. Dessa forma, a manutenibilidade é a probabilidade de que o tempo de manutenção não ultrapassará um determinado valor, quando o item é operado e mantido por pessoas e procedimentos prescritos.

A manutenibilidade será definida em função da variável aleatória T , o tempo necessário para reparar um sistema ou equipamento a partir do instante da falha. Cabe ressaltar, que este tempo não é uma constante sendo, portanto, uma variável aleatória contínua. Assim, pode-se definir a função densidade de probabilidade de reparo $m(t)$ associada a esta variável aleatória. A probabilidade de que o reparo ocorra num intervalo de tempo entre t e $t + \Delta t$, para um Δt muito pequeno, será dada por:

$$m(t)\Delta t = P(t \leq T \leq t + \Delta t) \quad (2.30)$$

A manutenibilidade $M(t)$ é definida como a probabilidade de que o reparo ocorra num tempo menor ou igual a t , ou seja, é a função distribuição de probabilidade de reparo do sistema. Assim, teremos:

$$M(t) = \int_0^t m(u)du \quad (2.31)$$

Do mesmo modo como foi definido o MTTF, definimos o tempo médio para reparo (MTTR - “Mean Time To Repair”). Teremos então:

$$MTTR = \int_0^{\infty} tm(t)dt \quad (2.32)$$

O MTTR é uma medida do intervalo de tempo médio necessário para trazer o sistema ou equipamento para a condição de operação, após a ocorrência da falha.

De maneira análoga ao que feito para o relacionamento entre a confiabilidade e a taxa de falha, LEWIS (1996) desenvolve uma expressão relacionando a manutenibilidade com a taxa de reparo $\mu(t)$, que expressa o número de reparos por unidade de tempo. Assim, teremos:

$$M(t) = 1 - \exp\left(-\int_0^t \mu(u)du\right) \quad (2.33)$$

Para o caso em que a taxa de reparo for constante, teremos as seguintes expressões para a manutenibilidade e o MTTR.

$$M(t) = 1 - e^{-\mu t} \quad (2.34)$$

$$MTTR = \frac{1}{\mu} \quad (2.35)$$

O MTBF e o MTTR são parâmetros importantes para o gerenciamento da manutenção. Dado que se tenha um conjunto finito de tempos de falha e de reparo, o MTBF e o MTTR podem ser obtidos, de modo simplificado, através das médias aritméticas destes tempos (LAFRAIA, 2008). SELLITTO (2005) observa que isto vale para um conjunto finito de observações. Caso se deseje extrapolar aos dados de tempos da amostra, será necessário utilizar distribuições de probabilidade para encontrar uma estimativa mais acurada para o MTBF e o MTTR.

Segundo a norma NBR-5462 (1994), disponibilidade é definida como: “capacidade de um item estar em condições de executar uma certa função em um dado instante ou durante um intervalo de tempo determinado, levando-se em conta os aspectos combinados de sua confiabilidade, manutenibilidade e suporte de manutenção, supondo que os recursos externos requeridos estejam assegurados”. De acordo com

IRESON, COOMBS e MOSS (1996), a disponibilidade $A(t)$ representa a probabilidade de que um determinado sistema ou equipamento, quando usado em determinadas condições, esteja em estado operacional para um dado instante de tempo t . Na prática, a disponibilidade é expressa pelo percentual de tempo em que o sistema ou equipamento encontra-se em condições de operação, para sistemas que operem continuamente.

RAUSAND e HOYLAND (2004) ressaltam que a disponibilidade indica a probabilidade de que o sistema ou equipamento esteja disponível para a produção. Segundo os autores, a disponibilidade aumenta quando aumenta o intervalo entre as falhas, aumentando também quando diminui-se o tempo de reparo. Dado que se tenham o MTBF e o MTTR, é possível demonstrar que a disponibilidade $A(t)$ depende destes parâmetros e pode ser encontrada pela equação abaixo (RAUSAND e HOYLAND, 2004).

$$A(t) = \frac{MTBF}{MTBF + MTTR} \quad (2.36)$$

A equação acima pode ser usada para encontrar a disponibilidade de qualquer sistema, inclusive para aqueles em que a taxa de falha e a taxa de reparo sejam dependentes do tempo. Para o caso em que a taxa de falha e a taxa de reparo forem constantes, a disponibilidade do sistema também poderá ser encontrada utilizando-se a seguinte equação:

$$A(t) = \frac{\mu}{\lambda + \mu} \quad (2.37)$$

2.5 Análise da Confiabilidade e da Disponibilidade de Sistemas

Podemos definir um sistema como todo conjunto de componentes interconectados segundo um projeto predeterminado, de forma a realizar um conjunto de funções de maneira confiável e com um bom desempenho. O nível de detalhe na representação de um sistema depende das informações disponíveis relativas à confiabilidade de seus componentes, assim como dos objetivos do estudo. A representação mais usual de um sistema é feita através de seu diagrama de blocos, que mostra a forma como seus componentes estão conectados entre si, além de

descrever a função do sistema. Assim, esta representação será utilizada para a análise da confiabilidade e da disponibilidade das configurações de sistemas descritas a seguir.

2.5.1 Sistemas em Série

Em um sistema em série, seus componentes estão conectados de tal forma que a falha de qualquer componente resultará na falha de todo o sistema. Este tipo de arranjo costuma ser muito utilizado no projeto de produtos industriais, uma vez que não possui redundância de componentes, apresentando assim um menor custo de fabricação. A figura 4 mostra o diagrama de blocos de um sistema em série.

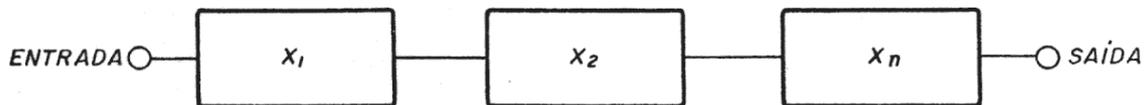


Figura 4: Diagrama de blocos de um sistema em série.

Neste tipo de configuração, todos os componentes devem estar operantes para que o sistema esteja operante. Desta forma, supondo que as falhas dos componentes sejam independentes entre si, ou seja, a falha de um componente independe da falha de qualquer outro, teremos a seguinte expressão para a confiabilidade de um sistema em série:

$$R_S(t) = \prod_{i=1}^n R_i(t) \quad (2.38)$$

Onde $R_S(t)$ é a confiabilidade do sistema e $R_i(t)$ é a confiabilidade de cada componente deste sistema em série. Como pode ser observado, a equação acima é similar à equação (2.23), que expressa a confiabilidade de um sistema com diferentes modos de falha, supostos independentes. Assim, por analogia, poderão ser utilizadas as equações (2.25) e (2.27) para encontrarmos a taxa de falha e o MTBF de um sistema em série. Portanto, a taxa de falha de um sistema em série será igual a soma das taxas de falha de cada um de seus componentes. Para o caso em que estas taxas forem

constantes, o MTBF de um sistema em série será dado pela equação (2.27).

A equação (2.38) é conhecida como a regra do produto em confiabilidade. Na prática, a aplicação desta regra conduz a um cenário no qual a confiabilidade do sistema decresce rapidamente à medida que o número de componentes aumenta. Em função disto, a confiabilidade de um sistema em série é sempre menor que a confiabilidade do componente menos confiável deste sistema.

Para encontrarmos a disponibilidade de um sistema em série, serão feitas as suposições de que as taxas de falha e de reparo dos componentes sejam independentes entre si. Desta forma, teremos a seguinte expressão para a disponibilidade de um sistema em série com componentes independentes (FOGLIATTO e RIBEIRO, 2009):

$$A_S(t) = \prod_{i=1}^n A_i(t) \quad (2.39)$$

Onde $A_S(t)$ é a disponibilidade do sistema e $A_i(t)$ é a disponibilidade de cada componente deste sistema em série. Para o caso em que as taxas de falha e de reparo forem constantes, a disponibilidade do sistema em série também poderá ser encontrada utilizando-se a seguinte equação:

$$A_S(t) = \prod_{i=1}^n \frac{\mu_i}{\lambda_i + \mu_i} \quad (2.40)$$

Onde μ_i e λ_i são as taxas de reparo e de falha de cada componente do sistema em série. Cabe observar, que assim como no caso da confiabilidade, a disponibilidade de um sistema em série decresce rapidamente à medida que o número de componentes aumenta.

2.5.2 Sistemas em Paralelo

Em um sistema em paralelo, todos os seus componentes devem falhar para que o sistema falhe. Neste tipo de configuração, o sistema estará operante se pelo menos um componente estiver operante. A figura 5 mostra o diagrama de blocos de um sistema em paralelo.

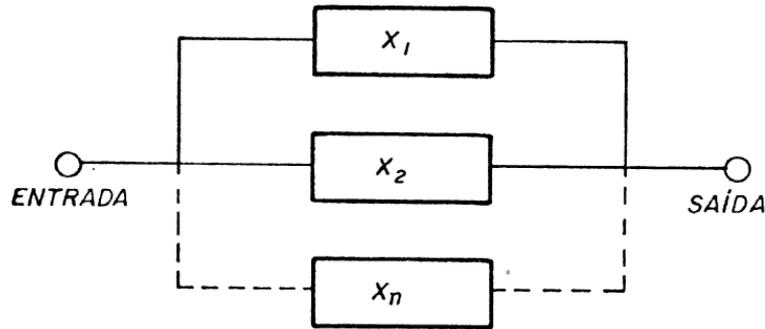


Figura 5: Diagrama de blocos de um sistema em paralelo.

A confiabilidade de um sistema em paralelo é determinada a partir da sua probabilidade de falha. Supondo-se, como no caso do sistema em série, que as falhas dos componentes sejam independentes, teremos a seguinte expressão para a confiabilidade de um sistema em paralelo:

$$R_S(t) = 1 - \prod_{i=1}^n (1 - R_i(t)) \quad (2.41)$$

Onde $R_S(t)$ é a confiabilidade do sistema e $R_i(t)$ é a confiabilidade de cada componente deste sistema em paralelo. Cabe ressaltar, que na análise do sistema em paralelo foi feita a suposição de que todos os componentes são ativados quando o sistema é ativado, e que as falhas não afetam a confiabilidade dos componentes sobreviventes. O sistema mostrado na figura 5 tem $n - 1$ componentes redundantes. Desta maneira, este tipo de configuração atinge altos níveis de confiabilidade, sendo assim muito utilizada, principalmente no projeto de sistemas onde a ocorrência de uma falha poderá ter sérias consequências.

Existem variações dos sistemas em paralelo, como os arranjos com redundância em *standby* e com carga compartilhada. Em sistemas com redundância em *standby*, o componente em *standby* só é ativado se um dos componentes em operação vier a falhar. Um exemplo prático deste tipo de sistema é a geração de energia de um hospital, onde geradores reservas estão disponíveis para o caso de uma falha na rede de distribuição. LEWIS (1996) desenvolve uma expressão para a confiabilidade de um sistema com dois componentes em paralelo, com um deles em *standby*. Já no caso dos arranjos com carga compartilhada, a taxa de falha dos componentes sobreviventes aumenta à medida que as falhas ocorrem. Podemos citar como exemplo deste tipo de arranjo, o sistema de turbinas de um avião, onde a falha de uma das turbinas acarretará em uma sobrecarga nas demais. ROSS (2006) desenvolve uma expressão para a confiabilidade de sistemas com carga compartilhada, no caso de um avião com duas turbinas.

Para encontrarmos a disponibilidade de um sistema em paralelo, serão feitas as mesmas suposições anteriores do caso do sistema em série. Assim, teremos a seguinte expressão para a disponibilidade de um sistema em paralelo com componentes independentes (FOGLIATTO e RIBEIRO, 2009):

$$A_S(t) = 1 - \prod_{i=1}^n (1 - A_i(t)) \quad (2.42)$$

Onde $A_S(t)$ é a disponibilidade do sistema e $A_i(t)$ é a disponibilidade de cada componente deste sistema em paralelo. Cabe observar, que assim como no caso da confiabilidade, a disponibilidade de um sistema em paralelo aumenta à medida que o número de componentes aumenta.

2.5.3 Outros Tipos de Configurações de Sistemas

Em muitos casos, um sistema pode ser composto por combinações de vários subsistemas em série e paralelo. A análise da confiabilidade de um sistema composto é feita reduzindo, sucessivamente, os subsistemas a componentes em série ou paralelo. Dessa forma, a confiabilidade e a disponibilidade de um sistema composto podem ser encontradas utilizando-se os conceitos anteriormente expostos.

Um tipo de configuração bastante utilizada na prática são os sistemas k em n . Em um sistema k em n , este estará operante se pelo menos k dos n componentes do sistema estiverem operantes. Um avião que necessita de pelo menos duas das quatro turbinas que possui para funcionar é um exemplo de um sistema do tipo 2 em 4. Cabe observar, que um sistema em série pode ser visto como um sistema do tipo n em n . Já um sistema em paralelo pode ser visto como um sistema do tipo 1 em n . A determinação da confiabilidade e da disponibilidade de sistemas k em n de componentes com falhas independentes pode ser feita com o auxílio dos conceitos da álgebra booleana.

As configurações de sistemas podem ser simples ou complexas, dependendo do grau de dificuldade para a determinação de sua confiabilidade ou disponibilidade. Sistemas simples incluem as configurações em série, paralelo, combinações série-paralelo e paralelo-série, e os sistemas do tipo k em n . As expressões da confiabilidade e da disponibilidade desses sistemas podem ser feitas através das leis básicas da probabilidade e já foram discutidas anteriormente.

Sistemas complexos são aqueles que não podem ser modelados, ou são de difícil modelagem, como combinações de sistemas simples. Podemos citar como exemplos: redes de computadores, sistemas de distribuição de energia e sistemas de distribuição de água de uma cidade. Em um sistema complexo, a natureza das interconexões entre os seus componentes não permite uma determinação direta de uma expressão para a confiabilidade ou disponibilidade deste sistema, sendo assim necessário a utilização de métodos especiais. FOGLIATTO e RIBEIRO (2009) apresentam quatro métodos para a determinação da confiabilidade de um sistema complexo. Os métodos descritos são os seguintes:

- i) método da decomposição pivotal;
- ii) métodos do *tie set* e *cut set*;
- iii) método da tabela booleana;
- iv) método da tabela de redução.

É importante observar, que independentemente do método escolhido para ser utilizado, sua aplicação tem por objetivo simplificar um sistema complexo, possibilitando a determinação da confiabilidade deste.

2.6 Confiabilidade Humana

As análises feitas até agora levam em consideração apenas as questões ligadas ao aspecto técnico dos sistemas e equipamentos de uma instalação industrial. Entretanto, no gerenciamento da manutenção o fator humano deve ser considerado, uma vez que a atividade de manutenção, por mais automatizada que seja, é realizada por pessoas. Assim, os erros causados por falhas humanas podem levar a uma manutenção imperfeita de um sistema ou equipamento.

A análise da confiabilidade humana é um dos instrumentos utilizados para melhorar o desempenho humano, fornecendo tanto informações qualitativas como quantitativas. As qualitativas identificam as ações críticas que um trabalhador deve seguir para realizar uma tarefa a contento, identificando ações errôneas (não desejadas) que possam degradar o sistema, situações de erro provável e relacionando os fatores que poderiam ocasionar erros no desempenho de qualquer ação. As quantitativas fazem uma estimativa da probabilidade de que uma tarefa seja realizada de maneira incorreta, ou de que ações não desejadas sejam realizadas (SANTOS *et al.*, 2005).

De acordo com MEISTER (1990), confiabilidade humana é a probabilidade de que uma tarefa seja realizada com sucesso por uma pessoa, em um mínimo período de tempo exigido. SWAIN e GUTTMANN (1983) definem confiabilidade humana como a probabilidade de que uma pessoa realize de modo satisfatório uma tarefa exigida pelo sistema em um período de tempo determinado, sem realizar outra ação que possa degradar o sistema. A norma NUREG-711 (2012) do *United States Nuclear Regulatory Commission* (USNRC) estabelece que a análise da confiabilidade humana tenha como objetivos: identificar as potenciais falhas humanas que possam afetar a operação de uma planta nuclear e a segurança da instalação, calcular a probabilidade de ocorrência de eventos de falha humana e identificar os fatores que afetam o desempenho humano.

A probabilidade de ocorrência de erro humano na realização de uma tarefa é definida como sendo a razão entre o número de erros cometidos e o número total de oportunidades dadas para a ocorrência do erro, ou seja, o número de vezes em que a tarefa é realizada. Os dados obtidos através da análise da confiabilidade humana são bastante úteis, já que podem gerar recomendações para modificações no projeto dos sistemas, nos procedimentos, no treinamento e em outros aspectos relacionados com as condições do local de trabalho.

A seguir será feita uma discussão dos diversos tipos de erro humano e serão apresentados os principais métodos para a análise da confiabilidade humana.

2.6.1 Erro Humano

De modo geral, pode-se definir o erro humano como qualquer ação, ou falta da mesma ação, feita por uma pessoa que cause, ou possa causar, algo indesejável ao sistema com o qual ela interage. REASON (1994) considera os erros humanos como sendo falhas nas ações que foram planejadas, sem a intervenção de eventos não previstos.

O erro humano, intencional ou não intencional, é definido como qualquer ação humana ou a sua falta, que exceda ou falhe em atingir um limite de aceitabilidade, onde os limites do desempenho humano são definidos pelo sistema (KIRWAN, 1994). Qualquer definição de erro humano deve considerar as ações e limites específicos envolvidos numa tarefa em particular, em um determinado contexto, e ser considerado como um resultado natural e inevitável da variabilidade humana em interações com um sistema, refletindo as influências de todos os fatores pertinentes no momento em que as ações são executadas. O conceito de erro humano não deve ter conotação de culpa e punição, devendo ser tratado como uma consequência natural, que emerge devido a não continuidade entre a capacidade humana e a demanda do sistema (SANTOS *et al.*, 2006).

Segundo RASMUSSEN (1987), o desempenho humano pode ser caracterizado pelo entendimento de como as pessoas tendem a trabalhar sobre várias circunstâncias. Segundo o autor, o nível de controle exercido por uma pessoa em relação a sua atividade de trabalho pode ser caracterizado pelos seguintes modos: habilidades, regras e conhecimento. No comportamento baseado nas habilidades as reações são automáticas, o contexto é familiar, com baixo nível de consciência e pouco esforço cognitivo. No comportamento baseado em regras, o ser humano segue padrões conhecidos e procedimentos definidos em treinamento. Já no comportamento baseado em conhecimento, as regras não são conhecidas, o contexto não é familiar, sendo que as tarefas serão realizadas pela primeira vez, sem treinamento anterior e com alto esforço cognitivo.

De acordo com REASON (1994), as ações humanas não seguras são classificadas como (figura 6):

- Ações não intencionais: definidas como deslizes, lapsos e enganos. Um deslize pode ser caracterizado como realizar a ação correta no item errado. Por exemplo, abrir a bomba A ao invés da bomba B. Um lapso pode ser interpretado como deixar de realizar uma ação no tempo certo. Um engano pode ser caracterizado como um erro de julgamento ou tomada de decisão.
- Ações intencionais: a violação consiste em realizar uma ação de maneira incorreta, deliberadamente.

De acordo com esta classificação, os erros baseados nas habilidades geralmente são definidos como lapsos ou deslizes. O planejamento é adequado, mas as ações não são executadas conforme o que foi planejado. São falhas não pretendidas na execução. Os deslizes estão relacionados com ações observáveis e estão associados com falhas na atenção ou na percepção. Já os lapsos estão relacionados com falhas de memória.

Nos erros por enganos, as ações ocorrem de acordo com o que foi planejado, mas o planejamento é inadequado para alcançar o objetivo. Esses erros são baseados em regras e no conhecimento. Os enganos baseados nas regras envolvem a má aplicação das boas regras, a falha em aplicar uma boa regra e o diagnóstico incorreto de uma situação. Assim, eles compreendem a aplicação de regras incorretas e a seleção de regras não apropriadas. Os enganos baseados no conhecimento ocorrem quando não existem soluções definidas ou preparadas, e temos que resolver o problema de imediato.

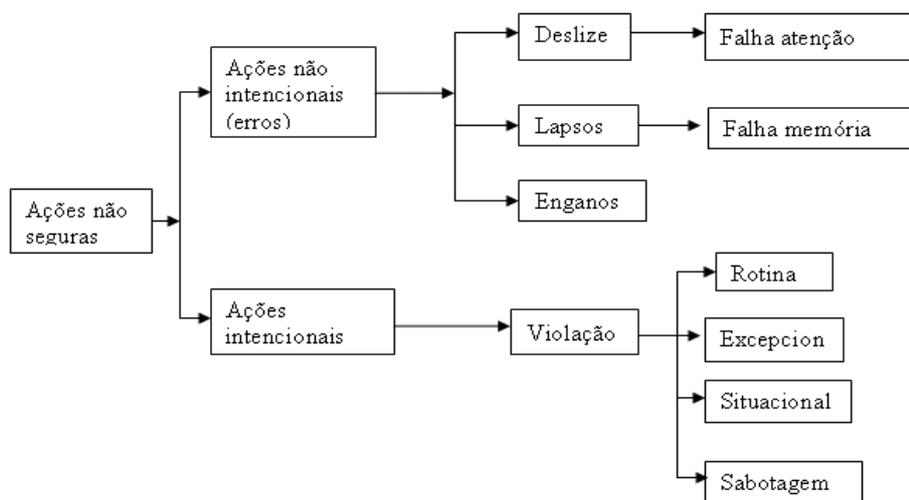


Figura 6: Ações não seguras (adaptado de REASON, 1994).

SWAIN e GUTTMANN (1983) classificam os erros humanos em dois tipos básicos: os erros de omissão e os erros de comissão. Os erros de omissão são caracterizados pela falta de ação, quando se omite totalmente ou parcialmente uma tarefa. Já os erros de comissão são caracterizados pelo desempenho incorreto de uma tarefa ou de uma ação, ou seja, o operador realiza ações incorretas e não exigidas, propiciadas por erros no projeto ou pelo não reconhecimento do risco. Neste tipo de erro, o operador executa ações corretas segundo sua compreensão e conhecimento do sistema e de seu comportamento. Como exemplo, podemos citar o acionamento errado de controles e conexões de um sistema. A principal característica de um erro de comissão é levar um sistema ou componente a um estado de indisponibilidade. Em contrapartida, um erro de omissão é caracterizado pela falta de ação, conservando o status de um sistema ou componente. Cabe destacar, que os erros de comissão não são necessariamente resultados de erros cometidos pelos operadores. Estes erros podem acontecer automaticamente, à medida que uma sequência de operações seja solicitada, sendo bastante influenciados pelo contexto dos eventos, pelas condições da planta industrial e pelos fatores que modelam o desempenho humano.

2.6.2 Análise da Confiabilidade Humana

A análise da confiabilidade humana (ACH) é uma ferramenta que fornece informações qualitativas e quantitativas, que identifica as ações críticas que um trabalhador deve realizar para desenvolver uma tarefa a contento, identificando ações errôneas (não desejadas) que possam degradar o sistema, identificando situações de erro provável e identificando quaisquer fatores que poderiam contribuir para os erros no desempenho de uma ação (KIRWAN e AINSWORTH, 1992).

A análise da confiabilidade humana compreende uma série de etapas que devem ser seguidas. O processo inicia com a realização da análise hierárquica das tarefas, onde o pesquisador procura reconstituir as tarefas executadas através de uma análise dos procedimentos e ou experimentos em simuladores, identificando o momento e as causas dos eventuais erros humanos. Uma vez feita a identificação dos erros, o potencial de correção é também considerado, assim como as consequências dos erros identificados. Estas considerações qualitativas da identificação dos erros, quando devidamente

aprofundadas, são chamadas identificação de causas raízes. A partir daí, podem ser definidos modos para reduzir a probabilidade de ocorrência destes erros ou de seu impacto no sistema.

Cumpridas as etapas de análise hierárquica das tarefas e identificação dos erros humanos e suas consequências, a etapa seguinte é quantificação do erro humano, que tem como objetivo calcular a probabilidade de ocorrência de falhas humanas. Como pode ser observado, a análise da confiabilidade humana tem três objetivos básicos: identificação dos erros humanos, estimativa da probabilidade de que uma tarefa seja realizada de maneira incorreta ou não seja realizada e diminuição da probabilidade de ocorrência de erro humano.

O processo de quantificação do erro humano nos leva a diferentes métodos para a análise da confiabilidade humana. Os métodos de primeira geração consideram que todas as etapas de uma tarefa são realizadas através de procedimentos bem definidos, e que a realização de cada etapa é crucial para o sucesso da tarefa. Nestes métodos, os erros humanos considerados são de omissão. Como exemplos desses métodos podemos citar o THERP (*Technique for Human Error Rate Prediction*), o SLIM-MAUD (*Success Likelihood Index Methodology, Multi-Attribute Utility Decomposition*) e o SPAR-H (*Simplified Plant Analysis Risk Human Reliability Assessment*).

Os métodos de segunda geração incorporam aspectos da cognição humana, ergonomia, psicologia e fatores humanos em sua análise. Estes métodos procuram identificar as ações que requerem atividades cognitivas importantes, determinando as condições e ações que podem se constituir em uma fonte de risco. Eles também buscam incorporar conhecimentos relacionados com a interação usuário sistema. Nestes métodos, os erros de comissão são identificados e modelados. Como exemplos de métodos deste tipo podemos citar o ATHEANA (*A Technique for Human Event Analysis*) e o CREAM (*Cognitive Reliability and Error Analysis Method*).

THERP é um método de primeira geração, desenvolvido por SWAIN e GUTTMANN (1983). A quantificação do THERP tem por base 27 tabelas com probabilidades de erro humano, que se encontram no documento NUREG/CR-1278 (USNRC, 2011). As ações realizadas pelo operador podem ser definidas como sucesso ou falha. A modelagem utilizada no THERP é a árvore de eventos. Cada nó da árvore corresponde a uma ação específica e as ramificações representam a falha ou o sucesso do operador em executar essa ação. O THERP identifica alguns fatores delimitadores do desempenho (FDDs) que afetam a confiabilidade humana. A probabilidade de erro

humano associada a cada ação do operador é corrigida com base nos fatores de correção, que são fixados em função dos FDDs escolhidos. Os erros humanos, na sua maioria, são considerados de omissão.

De um modo geral, as principais etapas do THERP são:

- definir as falhas do sistema de interesse;
- listar e analisar as ações humanas relacionadas (análise das tarefas);
- montar uma árvore de eventos;
- determinar as probabilidades nominais de ocorrência dos erros humanos, utilizando o banco de dados disponível e tabelado pelo método THERP;
- estimar os efeitos relativos dos fatores que afetam o desempenho dos operadores (FADs);
- determinar os efeitos dos fatores de recuperação por parte do operador;
- determinar a probabilidade de realizar com sucesso uma tarefa.

EMBREY *et al.* (1984) exploraram o uso de julgamentos por especialistas para desenvolver um método de análise da confiabilidade humana. Este método considera a probabilidade de ocorrência de erro humano como uma função dos fatores que afetam o desempenho dos trabalhadores (FADs). Este modelo é conhecido como SLIM-MAUD (*Success Likelihood Index Methodology, Multi-Attribute Utility Decomposition*). Através de uma análise destes fatores nos diferentes ambientes de trabalho e considerando as opiniões de especialistas em segurança, projetistas e operadores, é possível determinar quais são aqueles que mais contribuem para o erro humano. Segundo os autores, situações de trabalho adequadamente projetadas, compatíveis com as necessidades, capacidades e limitações humanas, levando em considerando os fatores que afetam o desempenho humano (FADs), podem criar condições que otimizem o desempenho do trabalhador e minimizem os erros humanos. A não combinação desses fatores, pode afetar o desempenho humano, acionando o mecanismo de erro humano (EMBREY *et al.*, 1984).

Os procedimentos básicos do método são:

- escolha de um grupo de especialistas independentes;
- desenvolver uma análise hierárquica das tarefas;
- desenvolver questionários a serem respondidos pelos especialistas;
- escolher os principais FADs;
- atribuir pesos a cada FAD escolhido;

- calcular a probabilidade de erro humano.

O método SPAR-H foi desenvolvido pela *United States Nuclear Regulatory Commission* (USNRC) em 1999. Segundo GERTMAN *et al.* (2002), o método apresenta as seguintes características:

- determinar as probabilidades de ocorrência de erros humanos em funções de falhas nas ações realizadas pelos operadores e nas falhas de diagnóstico da situação;
- considerar o contexto de operação através da seleção dos fatores que afetam o desempenho (FADs);
- ajustar a dependência de cada valor de probabilidade em função dos FADs selecionados;
- utilizar a distribuição beta para análise das incertezas.

Este método apregoa que o desempenho humano está associado com as ações realizadas e o processo de diagnóstico da situação. As ações estão relacionadas com o processo de diagnóstico, regras e procedimentos de operação. Por exemplo, acionar um equipamento ou uma bomba, realizar testes ou calibração, realizar ações em resposta aos alarmes. A taxa de erro considerada é da ordem de 0,001. O processo de diagnóstico está centrado no conhecimento e experiência dos operadores para entendimento das condições atuais da planta, planejamento e priorização das ações necessárias para controlar o processo. A taxa de erro considerada é da ordem de 0,01. Oito fatores que afetam o desempenho são identificados e utilizados por este método: tempo disponível, estresse, experiência e treinamento, complexidade, ergonomia e interface homem sistema, procedimentos, processo de trabalho e aptidão para a atividade.

O ATHEANA é um método que fornece um processo detalhado para identificar as ações humanas e os contextos que podem conduzir ao sucesso ou falha dessas ações. A abordagem utilizada por esta técnica inclui a identificação e a definição dos eventos relacionados com falhas humanas geradas por erros de comissão, e a alocação desses eventos na análise da confiabilidade humana. O ATHEANA é um método de segunda geração, que busca uma estrutura para o entendimento do desempenho humano em eventos operacionais, incorporando conhecimentos relacionados com a interação homem sistema, identificando e modelando os erros de comissão e considerando as possíveis implicações na segurança de uma instalação. Cabe ressaltar, que os erros de comissão são fortemente influenciados pelo contexto dos eventos, pelas condições da

planta industrial e pelos fatores que afetam o desempenho humano (DOUGHERTY, 1998).

Alguns incidentes relacionados com a operação de plantas nucleares, mostram uma visão diferente do desempenho humano em relação aos apresentados nos modelos usuais de análise probabilística de segurança, que focam nas falhas que ocorrem na realização das etapas exigidas pelos procedimentos de operação. Os problemas relacionados com o desempenho humano, identificados em diversos eventos operacionais, estão relacionados com ações dos operadores, que não são exigidas em resposta a um acidente. Alguns fatores contribuíram para esta situação, dentre os quais podemos destacar:

- cenários não considerados durante o treinamento e não previstos na experiência dos operadores;
- não disponibilidade e falhas múltiplas de equipamentos, não previstas no treinamento baseado em simuladores;
- problemas na instrumentação, não previsto no treinamento, que podem causar má interpretação do evento e condições da planta não prevista pelos procedimentos.

A premissa do ATHEANA é que os erros humanos ocorrem como resultado dos fatores de contextos (*Error forcing contexts* - EFCs), ou seja, combinações das condições da planta e dos fatores que afetam o desempenho dos operadores (FADs). Os EFCs podem ativar o mecanismo de erro humano, a partir de uma não apropriada avaliação da situação. Isto pode levar a uma recusa por parte do operador em acreditar ou reconhecer evidências, implicando em um não adequado diagnóstico inicial, possibilitando a ocorrência de erros de comissão. Os FADs (procedimentos, treinamento, fatores organizacionais, estresses, etc.) representam características centralizadas nos seres humanos que influenciam no desempenho. Um exemplo de um FAD pode ser um procedimento cujo conteúdo está incorreto, uma sequência errada de etapas, incompleta, ambígua, que pode levar a uma má avaliação da situação ou no planejamento da resposta ao incidente. Ações não seguras são resultados das condições da planta associadas com os FADs que acionam o mecanismo de erro humanos, são ações não apropriadas ou ações não realizadas quando necessárias, que resultam na degradação das condições de segurança de uma planta industrial.

HOLLNAGEL (1998) implementou o método CREAM (*Cognitive Reliability and Error Analysis Method*), denominado de segunda geração, com o objetivo de identificar as ações humanas que requerem atividades cognitivas importantes,

determinando as condições que podem constituir uma fonte de risco. Segundo o autor, o desempenho humano é o resultado do uso vantajoso da competência ajustada para determinadas condições de trabalho, sendo que os modos de controle desordenado, oportunista, tácito e estratégico descrevem o nível de controle que os trabalhadores têm em relação à situação descrita. Os modos de controle são determinados por um conjunto de fatores chamados de Condições Comuns de Desempenho (CCD). Esses CCDs descrevem como o desempenho humano é afetado pelo contexto da operação, ou seja, pela adequação da organização, condições de trabalho, adequação das interfaces e sistemas de suporte, disponibilidade dos procedimentos, número de objetivos simultâneos, disponibilidade de tempo, ritmo circadiano, adequação do treinamento, experiência, cooperação da equipe e eficiência da comunicação. Os modos de controle citados anteriormente são usados para caracterizar o desempenho dos operadores, possibilitando uma equivalência com a confiabilidade operacional. A confiabilidade operacional é menor para o modo de controle desordenado e conseqüentemente maior para o modo de controle estratégico, ou seja, a probabilidade de falha humana é maior no modo de controle desordenado e menor no modo de controle estratégico. De modo geral, o CREAM é constituído de duas fases:

- Fase A - Método básico: construir a sequência do evento; avaliar as condições de desempenho humano; determinar os prováveis modos de controle.
- Fase B - Método estendido: construir o modelo das demandas cognitivas; identificar as prováveis falhas das funções cognitivas; determinar a probabilidade de ocorrência de falha das funções cognitivas.

CAPÍTULO 3: REATORES NUCLEARES

Neste capítulo serão apresentados os princípios básicos sobre o funcionamento dos reatores nucleares. Será feita ainda, uma breve descrição dos reatores nucleares de pesquisa que operam atualmente no Brasil.

3.1 Introdução

Segundo CARDOSO (2001), de modo simplificado, um reator nuclear é um equipamento onde se processa uma reação de fissão nuclear, assim como um reator químico é um equipamento onde se processa uma reação química.

A divisão do núcleo de um átomo pesado, por exemplo do urânio-235 (U-235), em dois menores, quando atingido por um nêutron, é denominada fissão nuclear. Esta reação de fissão resulta em, além de núcleos atômicos menores, dois a três nêutrons, como consequência da absorção do nêutron que causou a fissão. Estes nêutrons irão então atingir outros núcleos de urânio-235 e, assim sucessivamente, liberando muita energia sob a forma de calor. Tal processo é chamado de “reação de fissão nuclear em cadeia” ou, simplesmente, “reação em cadeia” (MURRAY, 2004). A figura 7 ilustra o processo de reação em cadeia.

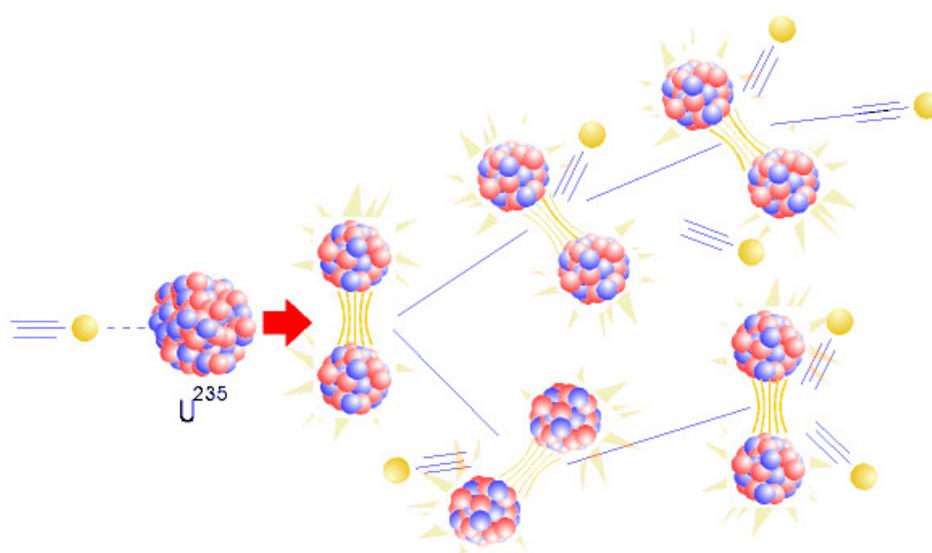


Figura 7: Reação de fissão nuclear em cadeia (MURRAY, 2004).

Na natureza, o urânio existe, basicamente, sob a forma de dois isótopos: o urânio-235, na proporção de 0,7%, e o urânio-238 (U-238), na proporção de 99,3%. Para ser possível a ocorrência da reação de fissão nuclear em cadeia, é necessário que haja uma quantidade suficiente de urânio-235, já que este pode ser fissionado por nêutrons de qualquer energia. Assim, nos reatores nucleares é preciso que haja uma proporção maior de urânio-235, do que a encontrada na natureza. Para que isto aconteça, o urânio natural precisa ser tratado industrialmente, com o objetivo de elevar a concentração de urânio-235, geralmente numa proporção de 3,2%. Este processo industrial de retirada de urânio-238 do urânio natural, com o conseqüente aumento da concentração de urânio-235, é conhecido como “enriquecimento de urânio”.

Com relação à utilização, podemos classificar os reatores nucleares em três categorias: reatores de potência, reatores de pesquisa e reatores de produção de radioisótopos. Reatores de potência são usados na geração de energia elétrica. Como exemplos, podemos citar os reatores das usinas nucleares de Angra 1 e Angra 2. Reatores de pesquisa são utilizados em treinamento, experimentos em física de reatores e testes de materiais e monitores de radiação. Finalmente, temos os reatores de produção de radioisótopos que são utilizados para a produção de radiofármacos, sendo usados, também, em aplicações industriais e ambientais.

Um reator nuclear de potência, usado para gerar energia elétrica, é uma central térmica, onde a fonte de calor é o urânio-235, em vez do óleo combustível ou do carvão. Assim, o reator nuclear de potência constitui, junto com outros sistemas e equipamentos, uma central térmica nuclear. Cabe ressaltar, que a grande vantagem de uma central térmica nuclear é a enorme quantidade de energia que pode ser gerada com uma pequena quantidade de urânio, usado como material combustível. Assim sendo, o urânio-235, por analogia, é chamado de combustível nuclear, já que pode substituir o óleo ou o carvão, para gerar energia (CARDOSO, 2001). A figura 8 mostra, de forma simplificada, o esquema gráfico de uma central térmica nuclear.

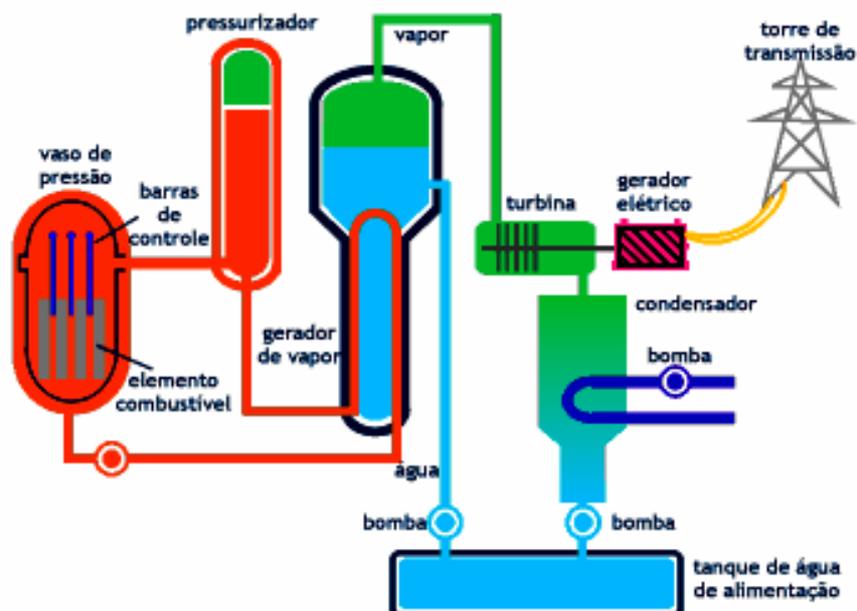


Figura 8: Esquema gráfico de uma central térmica nuclear (CARDOSO, 2001).

Cabe observar, que um reator nuclear é construído de forma a ser muito pouco provável a ocorrência de uma explosão, como numa bomba atômica. Primeiro, porque a concentração de urânio-235 é muito baixa, não permitindo que a reação em cadeia se processe com a rapidez suficiente para se transformar em uma explosão. Segundo, porque dentro do reator nuclear existem materiais absorvedores de nêutrons, que controlam e até acabam com a reação em cadeia, como, por exemplo, na “parada” do reator. Alguns elementos químicos, como o boro, na forma de ácido bórico ou de metal, e o cádmio, em barras metálicas, têm a propriedade de absorver nêutrons.

Existem vários tipos de reatores de potência. No caso das usinas nucleares de Angra 1 e Angra 2, o reator de potência construído é do tipo conhecido como PWR (“Pressurized Water Reactor” - Reator a Água Pressurizada), porque contém água sob alta pressão. Além deste, podemos citar os reatores BWR (“Boiling Water Reactor” - Reator a Água Fervente) e o CANDU (“Canadian Deuterium Uranium”), que utiliza água pesada (HEWITT e COLLIER, 2000).

Conforme visto, o urânio enriquecido é o combustível usado nas centrais nucleares. Este urânio é colocado, na forma de pastilhas de 1cm de diâmetro, dentro de varetas de 4m de comprimento, feitas de uma liga especial de zircônio. Estas varetas contendo o urânio, chamadas de varetas de combustível, são então montadas em feixes, formando o elemento combustível. As varetas são fechadas, com o objetivo de não

deixar escapar os materiais resultantes da fissão, e podem suportar altas temperaturas. Cabe ressaltar, que os elementos resultantes da fissão nuclear são radioativos e, por esta razão, devem ficar retidos no interior do reator (TAUHATA *et al.*, 2011). A figura 9 mostra como é feito o elemento combustível.

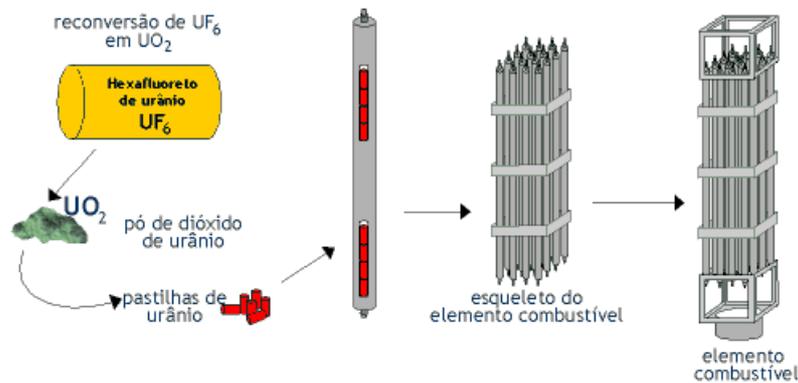


Figura 9: Elemento combustível (TAUHATA *et al.*, 2011).

Na estrutura do elemento combustível existem tubos guias, por onde podem passar as barras de controle, geralmente feitas de cádmio, para que haja a absorção de nêutrons, com o objetivo de controlar a reação de fissão nuclear. Quando as barras de controle estão totalmente para fora, o reator está trabalhando no máximo de sua capacidade de gerar energia térmica. Quando elas estão totalmente dentro da estrutura do elemento combustível, o reator está “parado”, não havendo reação de fissão. Os elementos combustíveis são colocados dentro de um grande vaso de aço, denominado vaso de pressão do reator (HEWITT e COLLIER, 2000). A figura 10 mostra o vaso de pressão do reator e as barras de controle.

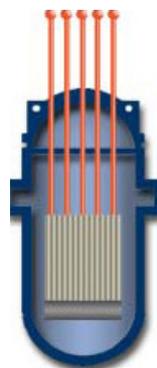


Figura 10: Vaso de pressão do reator (HEWITT e COLLIER, 2000).

3.2 Reatores Nucleares de Pesquisa no Brasil

Conforme visto anteriormente, reatores nucleares são instalações que tem como principal objetivo produzir, manter e controlar uma reação de fissão nuclear em cadeia. Esta reação de fissão nuclear controlada pode ser usada para produzir tanto energia elétrica, como fluxo de nêutrons. No caso dos reatores nucleares de pesquisa, cuja potência é relativamente baixa em comparação aos usadas para gerar energia, o propósito é obter um fluxo de nêutrons adequado para a realização de experimentos e treinamento de pessoal.

De acordo com GALINDO *et al.* (2011), o número total de reatores de pesquisa atualmente em operação no mundo é de 241, distribuídos em 56 países. Segundo o autor, os países que possuem mais reatores de pesquisa são a Rússia com 46 unidades e os Estados Unidos com 44. A América Latina aparece com um total de 18 reatores de pesquisa operando atualmente, com 6 unidades na Argentina, 4 unidades no Brasil, 3 unidades no México, 2 unidades no Peru e 1 unidade no Chile, Colômbia e Jamaica. A figura 11 mostra a distribuição geográfica dos reatores de pesquisa que operam atualmente no mundo.

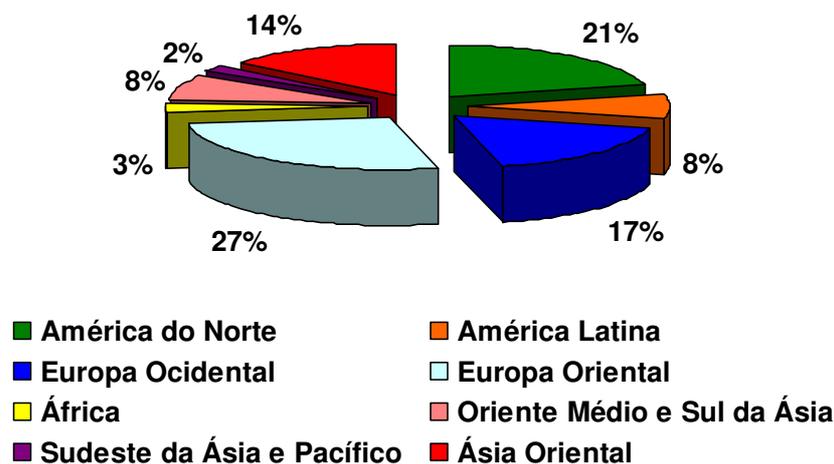


Figura 11: Reatores de pesquisa no mundo (adaptado de GALINDO *et al.*, 2011).

No Brasil, os quatro reatores de pesquisa em operação pertencem a três institutos de pesquisa na área nuclear, ligados à Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN). Os reatores de pesquisa são os seguintes (TAUHATA *et al.*, 2011):

- I. Reator IEA-R1 do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN/CNEN), localizado na cidade de São Paulo.
- II. Reator IPEN/MB-01 do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN/CNEN) em parceria com o Centro Tecnológico da Marinha de São Paulo (CTMSP), localizado na cidade de São Paulo.
- III. Reator TRIGA IPR-R1 do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN/CNEN), localizado na cidade de Belo Horizonte.
- IV. Reator ARGONAUTA do Instituto de Engenharia Nuclear (IEN/CNEN), localizado na cidade do Rio de Janeiro.

Estes reatores são utilizados em pesquisa tecnológica e em diversas aplicações. De modo geral, as pesquisas podem ser divididas em duas áreas principais: transferência de calor (termo-hidráulica) e física de reatores (neutrônica). Já as aplicações são normalmente em caracterização de materiais por análise por ativação neutrônica, que tem sido a área de atuação prioritária do reator TRIGA IPR-R1. Os reatores ARGONAUTA, IEA-R1 e IPEN/MB-01 têm sido utilizados com bastante ênfase em formação de pessoal e pesquisas tecnológicas (MESQUITA *et al.*, 2010). Cabe ressaltar, que o reator IEA-R1 também tem sido usado para a produção de radioisótopos. A seguir, será feita uma breve descrição desses reatores.

I. Reator IEA-R1

O IEA-R1 é um reator de pesquisa do tipo piscina, moderado e refrigerado a água leve, que utiliza elementos de grafite e de berílio como refletores. Foi projetado e construído, em 1956, pela empresa americana Babcock & Wilcox. Sua primeira criticalidade ocorreu em 16 de setembro de 1957 e, após a fase inicial de testes e comissionamento, passou a operar na potência de 2 MW, num regime de oito horas por dia, cinco dias por semana. Projetado para operar com uma potência máxima de 5 MW, o reator operou, nas primeiras décadas, com uma potência de 2 MW. Em face do aumento da demanda de radioisótopos para aplicações na medicina, indústria e agricultura, além da necessidade de uma readequação aos novos requisitos de

segurança, levaram a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) e o Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN) a iniciarem, em meados de 1995, o projeto de modernização do reator, que incluía o aumento da sua potência para 5 MW. Assim, em 16 de setembro de 1997, data em que o reator completava 40 anos, esta potência foi alcançada (IPEN/CNEN, 2013).

Atualmente, o reator IEA-R1 está sendo utilizado para as seguintes finalidades (SOUZA, 2010):

- Produção de radioisótopos para uso na medicina nuclear, indústria e agricultura;
- Prestação de serviços como análise por ativação e neutronografia;
- Análise radioquímica de amostras através do método de análise por ativação;
- Utilizado como uma fonte intensa de nêutrons em experimentos científicos de física nuclear, química, engenharia e biologia;
- Realização de experimentos visando a obtenção de parâmetros nucleares;
- Treinamento do corpo técnico do IPEN/CNEN em física de reatores, projetos, desenvolvimento de instrumentação nuclear e segurança de reatores;
- Treinamento e formação de operadores de reatores nucleares.

O reator IEA-R1 está imerso em uma piscina contendo 273 m³ de água desmineralizada. A piscina possui cerca de 9 m de profundidade por 3,05 m de largura e 10,65 m de comprimento. A figura 12 mostra o reator IEA-R1.

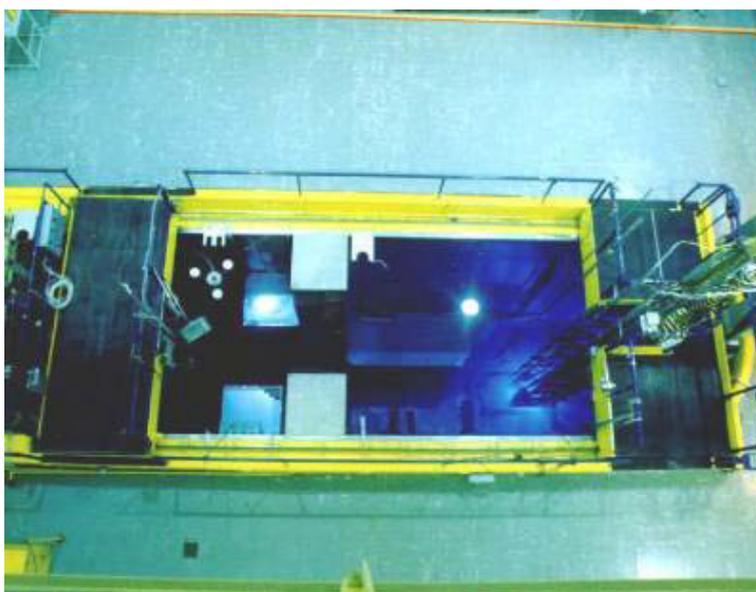


Figura 12: Reator IEA-R1 (IPEN/CNEN, 2013).

II. Reator IPEN/MB-01

O IPEN/MB-01 é um reator nuclear genuinamente brasileiro, projetado por pesquisadores e engenheiros do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN/CNEN), tendo sido financiado e construído pela Marinha do Brasil. O IPEN/MB-01 atingiu sua primeira criticalidade em 9 de novembro de 1988, sendo oficialmente entregue para operação ao IPEN/CNEN no dia 28 de novembro deste mesmo ano. O projeto deste reator teve início em 1983 e suas obras foram concluídas em julho de 1988. Após um período de testes e do cumprimento das exigências legais necessárias para o seu licenciamento, foi concedida pela CNEN, em 19 de outubro de 1988, a autorização para o início da sua operação (IPEN/CNEN, 2013).

O reator IPEN/MB-01 é uma instalação nuclear que permite a simulação de todas as características nucleares de um reator de grande porte em escala reduzida, sem que haja a necessidade de se construir um complexo sistema de remoção de calor. Este tipo de reator é conhecido mundialmente como reator de potência zero ou unidade crítica, sendo, neste caso, projetado para operar com uma potência máxima de 100 W. Estes reatores representam uma ferramenta básica, uma vez que propiciam aos pesquisadores estudar não apenas por cálculos teóricos, mas também com medidas experimentais, o desempenho e as características do núcleo de um reator de potência ou de propulsão naval, através da simulação das condições de projeto.

Em face da parceria entre o IPEN e a Marinha, a filosofia que norteou o projeto do reator IPEN/MB-01 foi no sentido de se projetar e testar um núcleo típico para uso em propulsão naval. Assim, era necessário que o controle de reatividade se desse a partir da inserção ou retirada de barras de controle, contrariando o modelo de muitas unidades críticas em que o controle se dá pelo nível de água no tanque moderador. Este controle de reatividade através das barras de controle é típico de reatores navais, em que se necessitam de rápidas variações de potência, afim de se empreenderem manobras de fuga ou de perseguição (IPEN/CNEN, 2013).

III. Reator TRIGA IPR-R1

O TRIGA IPR-R1 é um reator de pesquisa a água leve desmineralizada e seu combustível é uma liga metálica de urânio com o moderador hidreto de zircônio, contendo de 8% a 8,5% em peso de urânio enriquecido a 20 % (U-235). O IPR-R1 foi adquirido da empresa americana General Atomics pelo governo do Estado de Minas Gerais em 1960, através de um programa do governo americano chamado de “átomos para a paz”. Foi instalado no antigo Instituto de Pesquisas Radioativas (IPR), atual Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN/CNEN). Sua primeira criticalidade ocorreu em 06 de novembro de 1960 com uma potência máxima de 30 kW. Posteriormente, foram acrescentados elementos combustíveis ao núcleo do reator, possibilitando o aumento de sua potência para 100 kW. Em 2002, foram iniciadas pesquisas teóricas e experimentais para se conhecer seu comportamento neutrônico, visando aumentar sua potência de operação para 250 kW. Assim, nesse ano, foram realizadas modificações no núcleo e acrescentaram-se novos elementos combustíveis ao mesmo, permitindo que a potência aumentasse para 250 kW, atual potência de operação do reator (MESQUITA *et al.*, 2010).

Os reatores TRIGA (*Training, Research, Isotopes, General Atomics*), conforme indica sua sigla, foram desenvolvidos, principalmente, para formação de pessoal e pesquisas. Assim, estes reatores estão, em sua maioria, instalados em universidades e centros tecnológicos. Este tipo de reator de pesquisa foi desenvolvido com características de segurança intrínseca, sendo, portanto, bastante apropriado para pesquisas experimentais em termo-hidráulica, neutrônica, instrumentação nuclear, radioproteção e para a formação de pessoal.

O reator TRIGA IPR-R1 tem sido bastante utilizado, nos últimos anos, para ativação neutrônica de materiais. A técnica de ativação neutrônica permite a análise de 70% dos elementos químicos. As amostras são irradiadas com nêutrons e a análise espectrométrica da radiação gama emitida permite determinar seus componentes. Cabe ressaltar, a importância da atuação do IPR-R1 na caracterização do minério de urânio de Poços de Caldas, durante o programa nuclear brasileiro na década de 70. Também merece destaque, sua contribuição na formação de vários operadores das centrais nucleares brasileiras, através do Curso de Treinamento de Operadores em Reatores de Pesquisa (MESQUITA *et al.*, 2010). A figura 13 mostra o reator TRIGA IPR-R1.

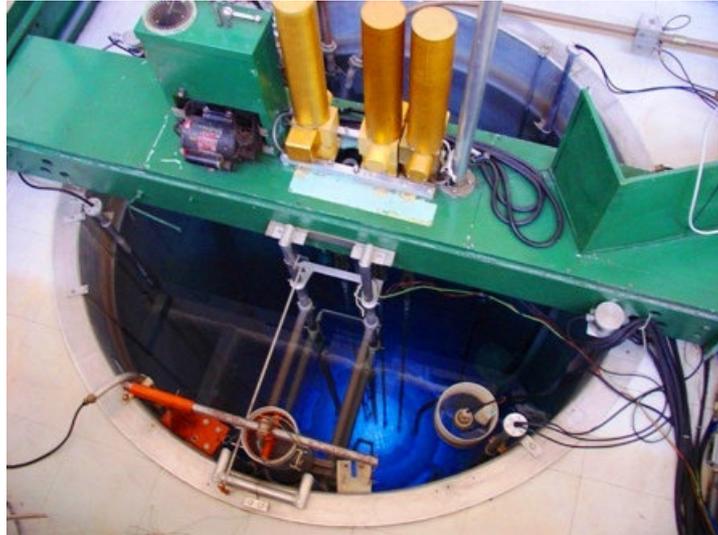


Figura 13: Reator TRIGA IPR-R1 (MESQUITA *et al.*, 2010).

IV. Reator ARGONAUTA

A descrição do reator ARGONAUTA e de seu sistema de instrumentação, objeto de estudo desta tese, será feita em maiores detalhes no capítulo 4.

Por fim, cabe destacar o projeto do Reator Multipropósito Brasileiro (RMB). O RMB será um reator do tipo piscina, multipropósito, refrigerado à água leve e com uma potência estimada de 30 MW. Este reator terá como objetivos: realizar testes de combustíveis nucleares e materiais estruturais de reatores para a indústria nuclear e para os projetos estratégicos do país (propulsão naval); produzir radioisótopos para aplicações na saúde e na indústria; realizar estudos científicos e tecnológicos com feixes de nêutrons; formar e treinar recursos humanos para atender às necessidades do Programa Nuclear Brasileiro (PNB). Cabe ressaltar, que o RMB deverá ser projetado e construído dentro dos padrões internacionais para operar com segurança e confiabilidade, além de dispor de infraestrutura para atender aos objetivos listados anteriormente.

CAPÍTULO 4: ESTRUTURA METODOLÓGICA

Neste capítulo será feita uma discussão da metodologia utilizada nesta tese, com a descrição de todas as etapas necessárias para alcançar os objetivos propostos neste trabalho de tese.

4.1 Metodologia da Pesquisa

De modo geral, pode-se definir pesquisa como um conjunto de ações propostas para encontrar a solução de um determinado problema, que tem por base procedimentos racionais e sistemáticos. A pesquisa é realizada quando se tem um problema e não se tem informações sobre como solucioná-lo. Segundo GIL (1999), a pesquisa tem um caráter pragmático, podendo ser definida como “um processo formal e sistemático de desenvolvimento do método científico”. De acordo com o autor, o objetivo fundamental da pesquisa é descobrir respostas para problemas mediante o emprego de procedimentos científicos.

Conforme visto no capítulo 1, este trabalho de tese procura resolver um problema específico, analisar a manutenção do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa ARGONAUTA utilizando uma abordagem sócio-técnica. Assim, em consonância com o que foi exposto acima, devem ser definidos os procedimentos a serem seguidos a fim de resolver o problema proposto, ou seja, deve-se estabelecer uma metodologia de pesquisa.

A metodologia estabelecida para o desenvolvimento desta tese utiliza, num primeiro momento, uma abordagem quantitativa. Nesta primeira fase, serão considerados apenas os aspectos técnicos dos equipamentos, na análise da manutenção do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa. Numa segunda fase, será utilizada uma abordagem quali-quantitativa, onde serão levados em consideração os fatores humanos e organizacionais (fatores sócio-técnicos) que possam afetar a manutenção deste sistema.

A estrutura metodológica utilizada nesta tese, para atingir os objetivos propostos no capítulo 1, é constituída das seguintes etapas:

- 1) Identificação e descrição do local de estudo, o reator nuclear de pesquisa ARGONAUTA.
- 2) Descrição do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa, objeto de estudo desta tese.
- 3) Realizar visitas ao reator de pesquisa para analisar o trabalho realizado pelos grupos de operação e manutenção, com foco na análise da manutenção do sistema de instrumentação nuclear.
- 4) Definição da estrutura de um banco de dados de parâmetros técnicos relacionados com a confiabilidade e a manutenibilidade do sistema de instrumentação nuclear, tais como: total de horas de operação, número de falhas, taxa de falha, total de horas de manutenção, número de reparos e taxa de reparo.
- 5) Definição do modo de coleta destes dados, que irão gerar o banco de dados.
- 6) Utilizando uma das distribuições de probabilidade descritas no capítulo 2 e, com os dados obtidos na etapa anterior, encontrar o MTBF, o MTTR e a disponibilidade dos módulos que compõem o sistema de instrumentação nuclear.
- 7) Com o auxílio dos dados obtidos na etapa anterior e, com o uso de um programa de modelagem de sistemas, encontrar o MTBF, o MTTR e a disponibilidade do sistema de instrumentação nuclear.
- 8) Definição dos critérios para a escolha de um grupo de especialistas com experiência em: fatores humanos, análise de acidentes, operação e manutenção de reatores nucleares de pesquisa.
- 9) Os especialistas escolhidos identificam os principais fatores sócio-técnicos, que possam afetar a disponibilidade do sistema de instrumentação nuclear.
- 10) Uma vez identificados e escolhidos os principais fatores sócio-técnicos, estes serão hierarquizados com o auxílio de um método *fuzzy* de decisão.
- 11) Verificar a influência dos fatores sócio-técnicos escolhidos na disponibilidade do sistema de instrumentação nuclear.
- 12) Estudos para incorporar os resultados obtidos nas práticas de manutenção do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa.

4.2 O Reator de Pesquisa ARGONAUTA

A fundação do Instituto de Engenharia Nuclear (IEN/CNEN) foi resultado dos esforços dos primeiros engenheiros nucleares do Rio de Janeiro, com o apoio da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN). Enviados para treinamento nos Estados Unidos como bolsistas do programa “átomos para a paz” do governo americano, eles propuseram, na volta ao país, a construção de um reator experimental para o desenvolvimento de aplicações pacíficas da energia nuclear. Assim, por meio de um convênio entre a CNEN e a antiga Universidade do Brasil, atual Universidade Federal do Rio de Janeiro, nasceu no campus da UFRJ, em maio de 1962, o Instituto de Engenharia Nuclear, com a missão de abrigar e operar o reator de pesquisas proposto (IEN/CNEN, 2013).

Em meados da década de 50, verificou-se a necessidade de se ter um tipo de reator que permitisse a sua instalação em universidades para fins de treinamento de futuros engenheiros e para a realização de pesquisas, com um baixo custo e uma alta segurança. Assim, visando estas condições, o laboratório americano de Argonne idealizou o projeto do reator ARGONAUT (*Argonne Nuclear Assembly for University Training*). O reator brasileiro, batizado ARGONAUTA, foi desenvolvido segundo este projeto. Entretanto, deve-se destacar, que foram feitas várias modificações no projeto original, com o intuito de se possibilitar o uso de componentes nacionais. Assim sendo, o reator ARGONAUTA, redesenhado e construído pelas empresas brasileiras CBV e MICROLAB com 93% de componentes nacionais, atingiu a sua primeira criticalidade em 20 de fevereiro de 1965 (MELLO e INTRATOR, 1965).

O reator ARGONAUTA, instalado no IEN, é um reator térmico de pesquisa tipo piscina com uma potência máxima de 5 kW e uma potência atual de operação em torno de 500 W. Desde 1965 este reator vem sendo utilizado em pesquisas envolvendo nêutrons nas áreas da física de reatores e física nuclear. Atualmente, estão entre as suas principais linhas de pesquisa ensaios não destrutivos com nêutrons térmicos nas áreas de biologia, indústria, meio ambiente e segurança pública nacional. Também merece destaque, a produção de radioisótopos para serem utilizados como traçadores em pesquisas nas áreas ambiental e industrial. Ao longo dos anos, o reator tem sido utilizado por universidades e instituições, para ministrar diversas aulas e disciplinas em

suas dependências, completando a formação de alunos, da graduação ao doutorado (IEN/CNEN, 2013).

O núcleo do reator ARGONAUTA é constituído de dois cilindros concêntricos de alumínio formando um anel onde são colocados os elementos combustíveis formados por placas e separados por cunhas de grafite. Na parte central e na parte externa, temos os refletores interno e externo. No refletor interno existem canais que possibilitam a realização de experiências. Entre as placas circula água para refrigeração e moderação do reator. Esta água é bombeada para dentro do núcleo do reator, enchendo o anel onde estão os elementos combustíveis. Como o reator possui coeficiente de reatividade negativo, é considerado inerentemente seguro (MELLO e INTRATOR, 1965). A figura 14 mostra o núcleo do reator ARGONAUTA.

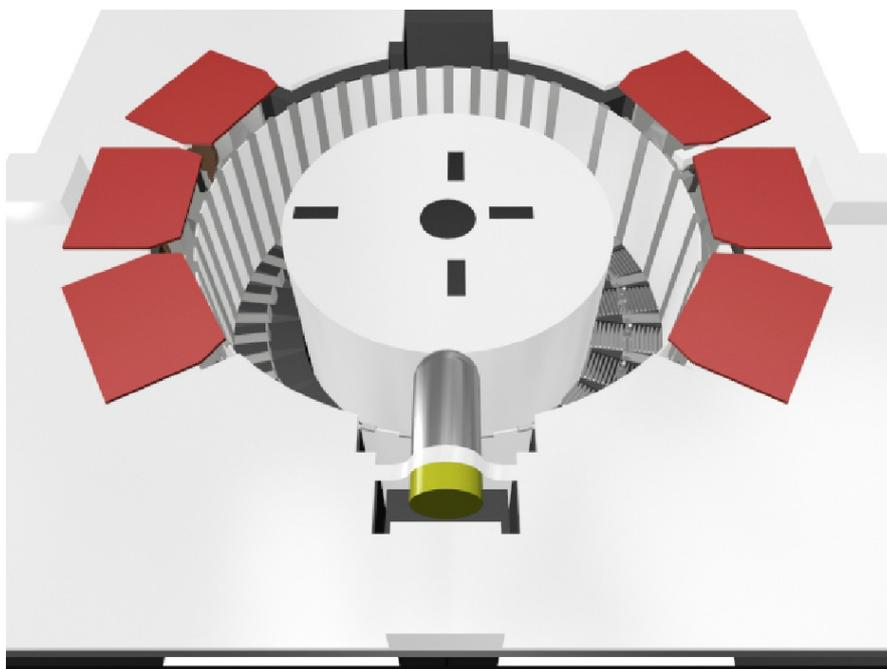


Figura 14: Núcleo do reator ARGONAUTA (adaptado de IEN/CNEN, 2013).

O reator ARGONAUTA tem como principais componentes os seguintes itens (SANTOS e CARVALHO, 2001):

a) Elemento combustível: formado por 17 placas paralelas feitas de uma mistura de alumínio e óxido de urânio (U_3O_8), sendo o urânio enriquecido a 20 % em U-235, fixadas por dois pinos de alumínio. Na configuração atual, há um total de oito elementos combustíveis distribuídos simetricamente no núcleo do reator.

- b) Blindagem: a blindagem lateral é constituída de blocos de concreto. A blindagem superior consiste de dois escudos de concreto revestidos com chapa de aço e um tampão de concreto revestido com uma chapa de aço.
- c) Sistema hidráulico: permite, em caso de colapso, o escoamento da água contida no reator, por gravidade, para o tanque de dreno. Este tanque é utilizado para armazenar a água quando o reator está parado. A água é desmineralizada, havendo um deionizador para esta função. Existem duas bombas que lançam a água no núcleo do reator. A bomba principal é ligada da mesa de controle e é normalmente usada. Em caso de necessidade, pode-se colocar em ação a bomba secundária.
- d) Fonte de partida: fonte de nêutrons de amerício-berílio.
- e) Armazenamento de combustível e de rejeitos radioativos: estes materiais são armazenados em tubos cilíndricos de aço inseridos no concreto com uma tampa de concreto revestida com uma chapa de ferro.
- f) Mesa de controle e instrumentação do reator.

A figura 15 mostra o arranjo geral do reator, com a identificação dos seus principais componentes. Cabe ressaltar, que a mesa de controle e a instrumentação do reator estão atualmente localizadas fora do salão do reator e, por este motivo, não aparecem na figura.

A figura 16 mostra um corte horizontal do reator, com as suas principais dimensões. Finalmente, a figura 17 mostra o reator de pesquisa ARGONAUTA.

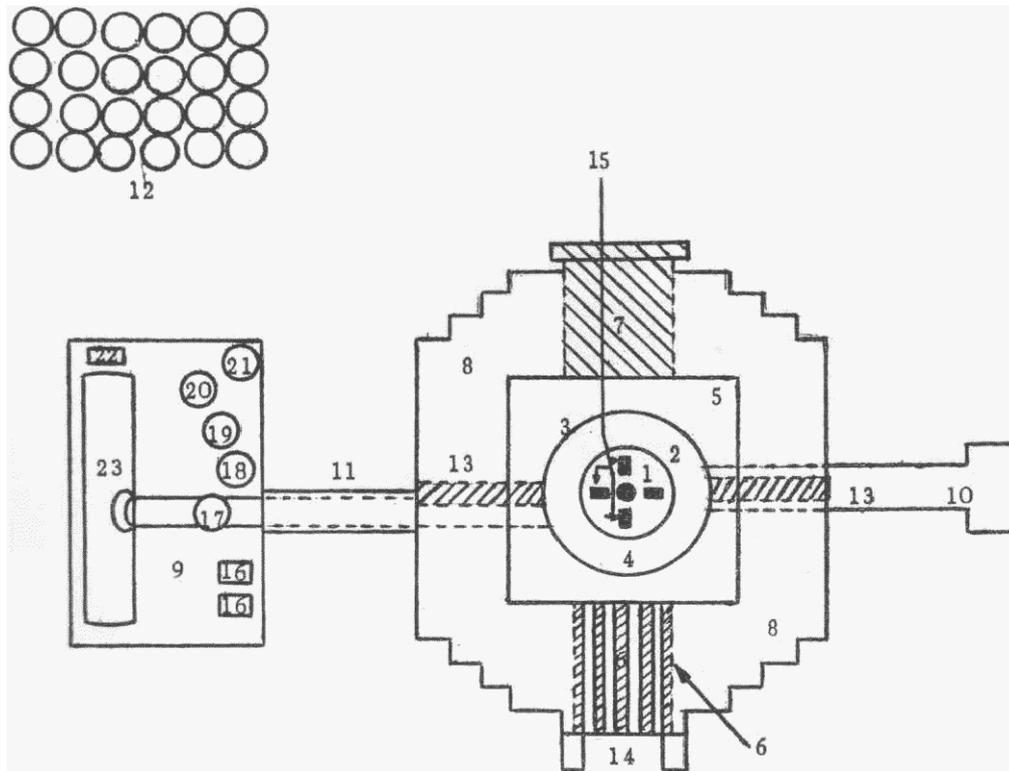


Figura 15: Arranjo geral do reator (adaptado de NÓBREGA, 1966).

1. Coluna térmica interna
2. Tanque interno
3. Tanque externo
4. Região do combustível
5. Refletor externo
6. Coluna térmica externa
7. Tanque de blindagem
8. Blindagem de concreto
9. Poço
10. Mecanismo de introdução da fonte de partida
11. Tubulação de dreno
12. Área de rejeitos
13. Canais de irradiação (núcleo)
14. Canais de irradiação (coluna térmica externa)
15. Canais de irradiação (coluna térmica interna)
16. Bomba principal
17. Válvula de dreno
18. Deionizador
19. Trocador de calor
20. Aquecedor
21. Válvula de nitrogênio
22. Bomba secundária
23. Tanque de dreno

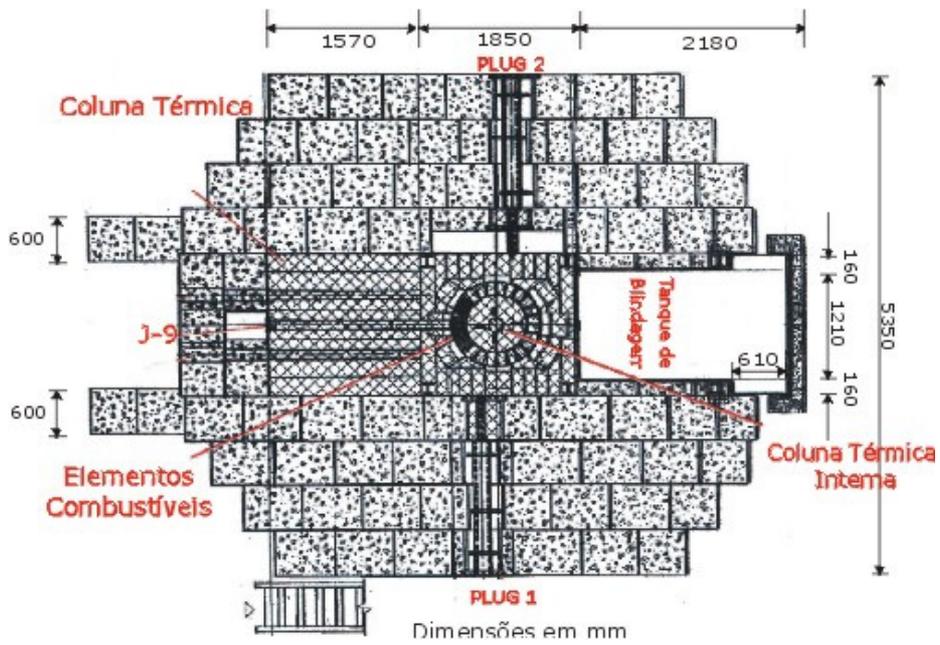


Figura 16: Corte horizontal do reator (IEN/CNEN, 2013).

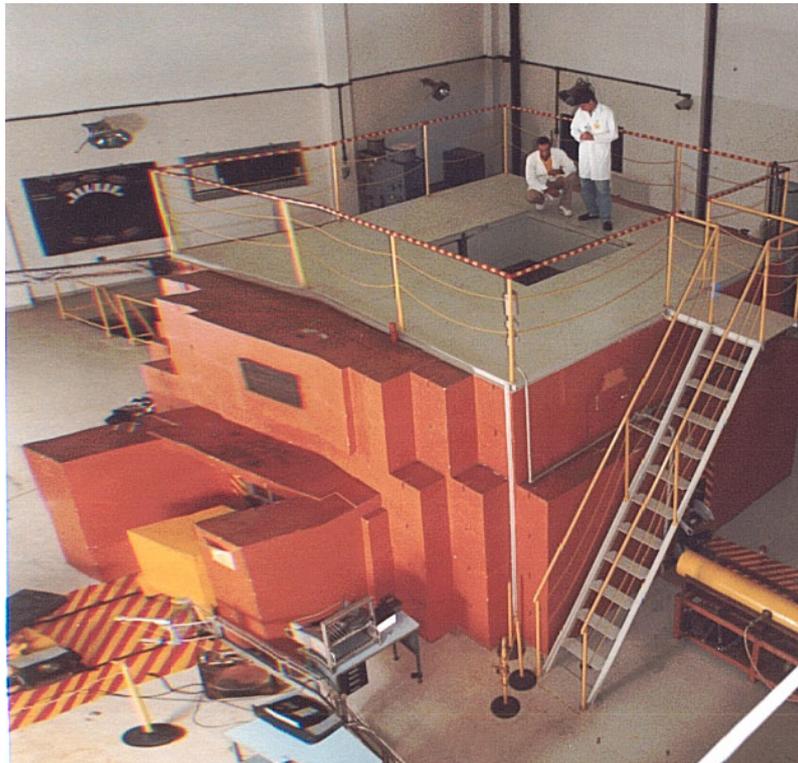


Figura 17: Reator ARGONAUTA (IEN/CNEN, 2013).

4.3 Descrição da Instrumentação do Reator ARGONAUTA

A instrumentação do reator ARGONAUTA é constituída dos seguintes sistemas: instrumentação nuclear, instrumentação de processos, instrumentação de monitoração ambiental e instrumentação do sistema de intertravamento. A seguir, será feita a descrição do sistema de instrumentação nuclear, onde a tese será desenvolvida. Posteriormente, será feita uma breve descrição dos demais sistemas que compõem a instrumentação do reator, assim como da sala de controle e da operação deste.

4.3.1 Sistema de Instrumentação Nuclear

A instrumentação nuclear do reator é um sistema formado por dois canais de pulsos, dois canais de potência logarítmico/linear e um canal de segurança. Cabe observar, que o atual sistema de instrumentação nuclear foi desenvolvido pelo Departamento de Instrumentação e Controle do IEN, para substituir o original, estando em operação desde 1986 (SOARES, 2002).

A confiabilidade do sistema de instrumentação nuclear é um fator essencial para a operação do reator. Dessa maneira, o canal de partida é constituído de dois canais de pulsos independentes, que monitoram o fluxo neutrônico no núcleo do reator desde o nível da fonte até cinco décadas de medidas. O canal de potência é constituído de dois canais logarítmico/linear independentes, que monitoram o fluxo neutrônico por dez décadas de medidas, cobrindo a faixa de operação normal do reator.

O canal de pulsos é usado para a partida do reator, atuando até um determinado nível de potência e tendo como função contar os pulsos gerados por um detector de fluoreto de boro (BF_3). Este detector transforma a contagem de partículas em pulsos elétricos. Estes pulsos são inicialmente amplificados e conformados através de um pré-amplificador localizado próximo do núcleo do reator. O canal de pulsos é constituído pelos seguintes módulos: pré-amplificador, amplificador de pulsos, medidor de taxa de contagem, contador temporizador, fonte de alta tensão e fonte de baixa tensão (SANTOS e CARVALHO, 2001).

Cabe destacar, que na mesa de operação do reator estão colocados os medidores remotos com as informações da taxa de contagem (número de pulsos por segundo) e do período (intervalo de tempo corresponde à variação da taxa de contagem), oriundos do

módulo medidor de taxa de contagem. A figura 18 mostra os módulos que constituem o canal de pulsos, com exceção do pré-amplificador que fica localizado perto do núcleo do reator.

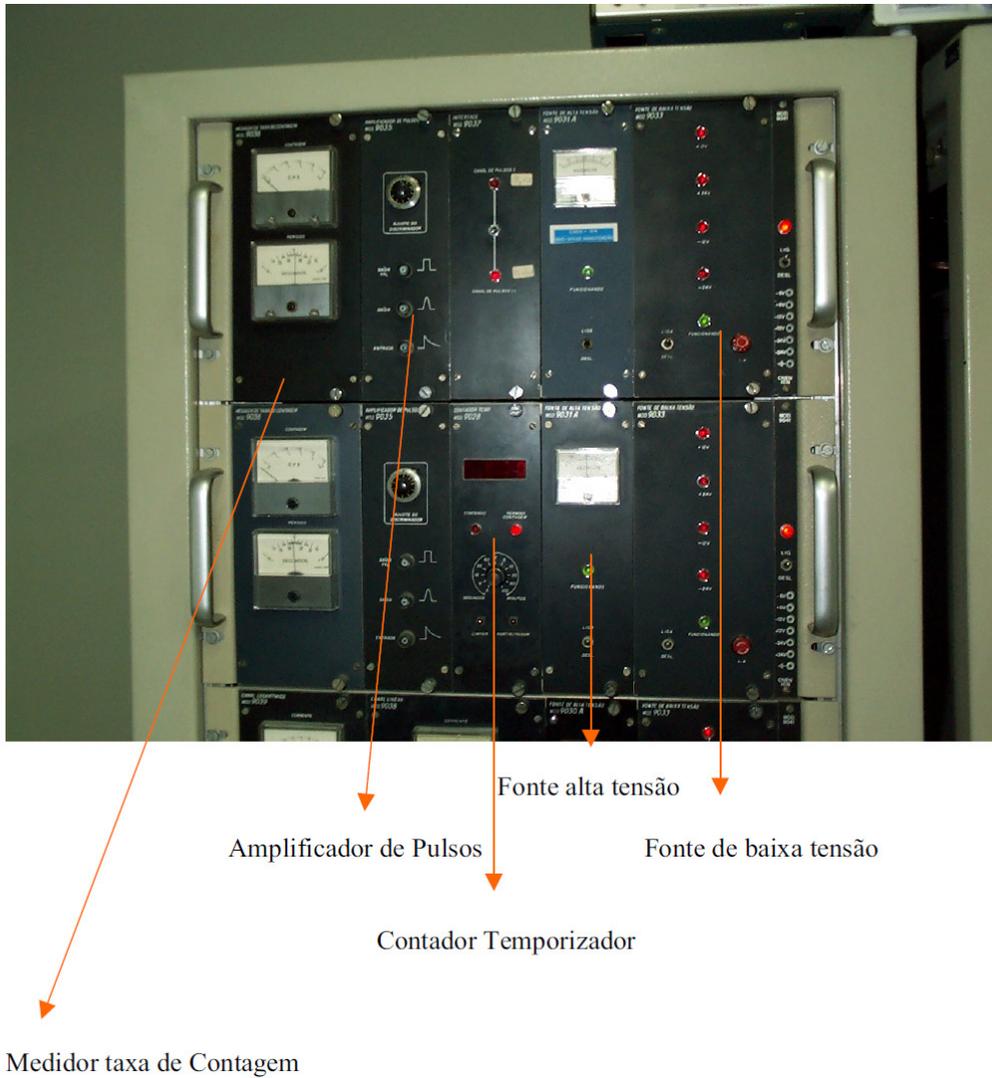


Figura 18: Canais de pulsos (SANTOS e CARVALHO, 2001).

O canal de potência logarítmico/linear é utilizado a partir de um determinado nível de potência em que o canal de pulsos não consegue mais atuar. Este canal possui como sensores câmaras de ionização que geram informações em forma de corrente. Ele é constituído pelos seguintes módulos: medidor de corrente logarítmico, medidor de corrente linear, fonte de alta tensão e fonte de baixa tensão. O medidor de corrente logarítmico utiliza uma câmara de ionização compensada, detectando, dessa maneira,

somente nêutrons. O medidor de corrente linear utiliza uma câmara de ionização não compensada, detectando nêutrons e radiação gama (SANTOS e CARVALHO, 2001).

Na mesa de operação do reator estão colocados os medidores remotos com as informações da corrente logarítmica, período correspondente e corrente linear. A figura 19 mostra os módulos que constituem este canal.

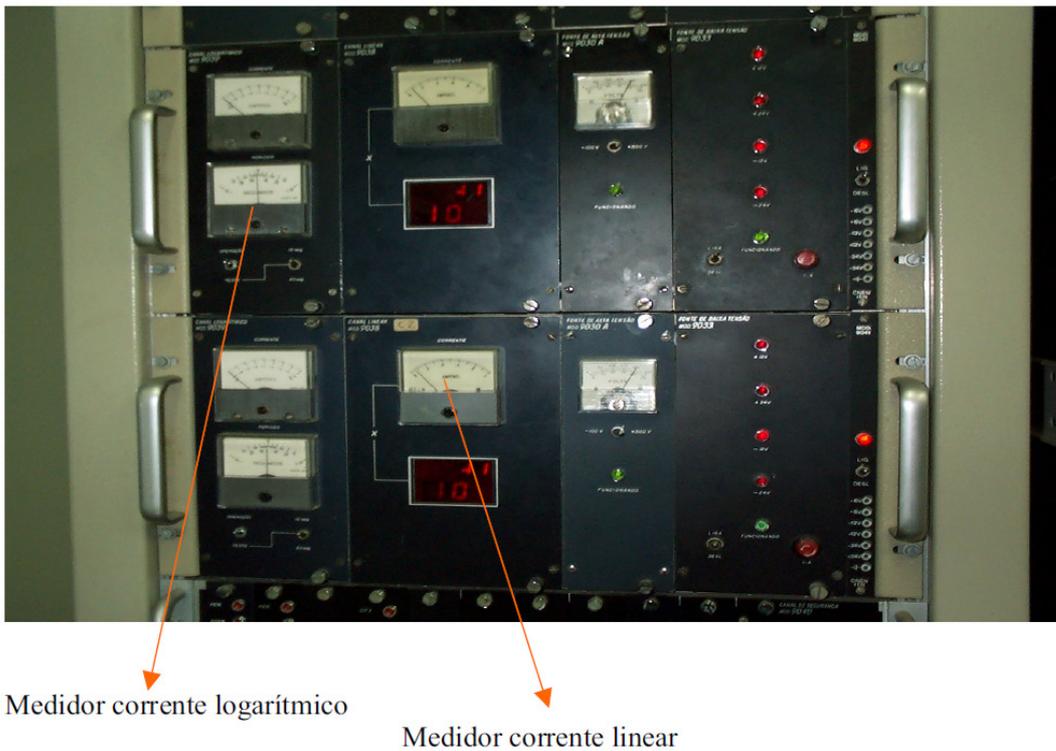


Figura 19: Canais de potência (SANTOS e CARVALHO, 2001).

O canal de segurança é constituído por módulos que acionam dois relés (K_1 e K_4), que comandam o sistema de intertravamento. Estes módulos possuem indicadores luminosos nos respectivos painéis frontais, que informam onde ocorreu o problema que gerou uma ação de segurança. Dessa forma, os canais de pulsos I e II, os canais de potência logarítmico/linear I e II e as fontes de baixa e de alta tensão são monitorados. A figura 20 mostra os módulos que constituem o canal de segurança.



Figura 20: Canal de segurança (SANTOS e CARVALHO, 2001).

4.3.2 Outros Sistemas de Instrumentação do Reator

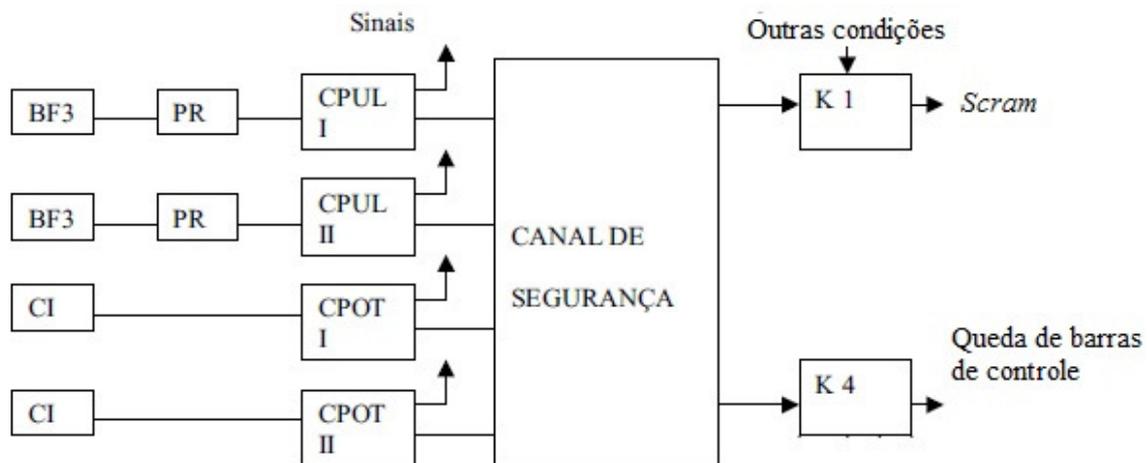
Conforme visto anteriormente, fazem parte da instrumentação do reator ARGONAUTA, além da instrumentação nuclear, a instrumentação de processos, a instrumentação de monitoração ambiental e a instrumentação do sistema de intertravamento.

A instrumentação de processos é um sistema convencional para monitoração e controle das condições operacionais do reator. Este sistema é composto pelos seguintes instrumentos, necessários para a monitoração e controle das variáveis de processo: deionizador, válvula do dreno, medidores de PH, termopares e medidores de resistividade da água do tanque de dreno. Cabe ressaltar, que a maior parte da instrumentação de processos está localizada no tanque de dreno do reator. A função de cada um dos instrumentos que compõem a instrumentação de processos é descrita abaixo (SANTOS e CARVALHO, 2001):

- Deionizador utilizado para desmineralizar a água, quando esta é usada pela primeira vez ou em caso de contaminação.
- Válvula de dreno acionada por um motor para bombeamento da água para o núcleo do reator.
- Medidores de PH.
- Termopares utilizados para informar a temperatura da água em vários locais do núcleo do reator e no tanque de dreno.
- Medidores de resistividade da água do tanque de dreno utilizados para verificar a presença de impurezas na água.

A instrumentação de monitoração ambiental é um sistema composto de cinco monitores de radiação gama, que utilizam detectores Geiger Müller, e um monitor de nêutrons localizados em diferentes partes do salão do reator. Deve-se destacar, que está sendo implementada a comunicação remota destes monitores, via rede local, com um computador da sala de controle do reator. Dessa forma, a informação do nível de radiação dos monitores poderá ser apresentada, em tempo real, na tela do computador.

A instrumentação do sistema de intertravamento é responsável pelas operações sequenciais no reator e pelas ações de segurança. O sistema opera com relés, chaves seletoras e chaves de contato. Conforme visto, os relés K_1 e K_4 controlam o sistema de intertravamento. O relé K_1 , se aberto, provoca o desligamento total do reator com a queda das barras de controle e de segurança (*scram*). Cabe observar, que este relé também pode ser desligado por outros motivos tais como: falta de pressão de nitrogênio, pelo acionamento do botão de emergência instalado na mesa de controle do reator e caso a temperatura da água no núcleo do reator atinja um valor acima de $60\text{ }^{\circ}\text{C}$. O relé K_4 , quando aberto, provoca apenas a queda das barras de controle. A figura 21 mostra o diagrama de interligações do sistema de intertravamento.



BF₃ – detector de fluoreto de boro
 PR – pré-amplificador
 CI – câmara de ionização
 CPUL I – canal de pulsos I
 CPUL II – canal de pulsos II
 CPOT I – canal de potência I
 CPOT II – canal de potência II

Figura 21: Diagrama de interligações (adaptado de SANTOS e CARVALHO, 2001).

4.3.3 Sala de Controle e Operação do Reator

A sala de controle se localiza ao lado do salão onde está instalado o núcleo do reator. Com o intuito de proteger os operadores e, conforme as normas de segurança estabelecidas pelo setor de licenciamento da CNEN, as paredes da sala de controle são blindadas e isoladas do salão do reator.

Na sala de controle encontram-se instalados a mesa de controle e dois armários com os equipamentos que compõem a instrumentação do reator. O sistema de instrumentação nuclear, com todos os seus módulos, encontra-se montado num desses armários. A figura 22 mostra, de forma esquemática, o armário do sistema de instrumentação nuclear com os dois canais de pulsos, os dois canais de potência e o canal de segurança.

CANAL DE PULSOS I
CANAL DE PULSOS II
CANAL DE POTÊNCIA I
CANAL DE POTÊNCIA II
CANAL DE SEGURANÇA

Figura 22: Armário instrumentação nuclear (SANTOS e CARVALHO, 2001).

A mesa de controle é utilizada para realizar todos os procedimentos necessários na operação do reator. Dessa forma, no painel superior central da mesa de controle encontram-se os medidores remotos dos canais de pulsos I e II, canais de potência I e II, e as informações do canal de segurança. Além dessas informações, também estão disponíveis na mesa de controle as indicações da posição das barras de controle, temperatura da água no núcleo do reator e no tanque de dreno, posição da fonte de partida e etc. Cabe destacar, que na mesa de controle do reator encontram-se o joystick

e a chave responsável pela habilitação da operação sequencial do reator, além do botão de emergência que, ao ser acionado, provoca o desligamento do reator. A figura 23 mostra o aspecto geral da mesa de controle.

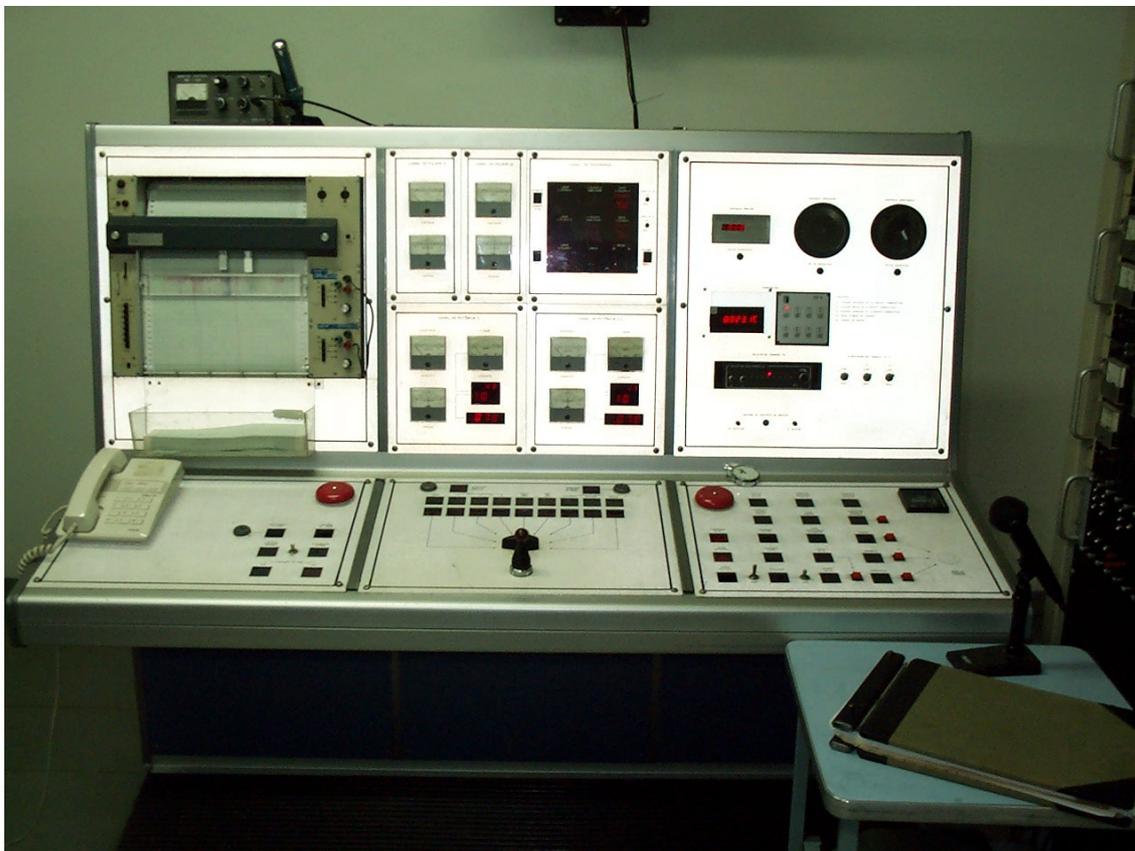


Figura 23: Mesa de controle do reator (SANTOS e CARVALHO, 2001).

A operação do reator de pesquisa ARGONAUTA é feita seguindo uma lista de rotinas e procedimentos que estão descritos no documento “Manual de Operação do Reator Argonauta” (IEN/CNEN, 1990). De acordo com este documento, há um total de 41 rotinas a serem seguidas na operação do reator. Cabe ressaltar, que para cada rotina estabelecida existem vários procedimentos a serem seguidos. Assim, com o objetivo de simplificar a descrição da operação do reator, será feito um breve resumo desta.

Antes de iniciar a operação do reator, deverão ser preenchidos alguns documentos que dizem respeito aos objetivos e condições que irão motivar esta operação. Uma vez tendo sido aprovada pelo supervisor do reator, a operação é iniciada.

De um modo geral, a sequência de operação do reator pode ser descrita pelos seguintes passos:

1. Inicialmente, com todos os equipamentos estabilizados, a chave de alimentação geral do controle deve energizar o relé K_1 , permanecendo o relé K_4 desarmado, já que a contagem no canal de pulsos é menor que 100 pulsos por segundo.
2. Introduzindo a fonte de partida, a contagem ultrapassa 100 pulsos por segundo e é possível energizar o relé K_4 .
3. As três barras de segurança são levantadas, fecha-se a válvula de dreno e inicia-se a colocação de água no núcleo do reator. Durante o enchimento do núcleo a contagem cai abaixo de 100 pulsos por segundo, mas o relé K_4 continua energizado.
4. Inicia-se a retirada das barras de controle, a contagem de pulsos aumenta e, a partir de um determinado instante, o canal de pulsos pode ser desabilitado e sua fonte de alta tensão desligada.
5. A fonte de partida é retirada e os canais de potência ficam responsáveis pelo reator.
6. A criticalidade é alcançada através da barra de controle precisa.

4.4 Análise do Local de Estudo

Foram realizadas diversas visitas ao reator de pesquisa, com o intuito de acompanhar a operação do reator e verificar como é feito o trabalho de manutenção do sistema de instrumentação nuclear. Foi feito um total de dez visitas, com uma duração média de duas horas por visita. Inicialmente, foram visitadas as instalações do reator, onde um operador explicou o funcionamento deste e de toda a infraestrutura necessária para a sua operação. Posteriormente, em duas visitas que tiveram uma duração de aproximadamente três horas cada, a operação do reator foi acompanhada desde a sua partida até que este atingisse a criticalidade.

Conforme visto na seção anterior, a operação do reator somente é autorizada pelo supervisor, após o preenchimento de uma série de documentos que dizem respeito aos objetivos e condições que deverão ser atendidos durante esta operação. Dessa forma, informações relativas ao tipo de experimento a ser realizado, tempo de operação, tempo de criticalidade, instituição e responsável pela solicitação do serviço, potência utilizada durante a operação e etc., devem estar descritas nestes documentos (Anexo). Feito isto, a operação do reator é liberada.

A manutenção do reator de pesquisa tem sido feita de acordo com uma lista de rotinas e procedimentos que estão descritos no documento “Manutenção do Reator Argonauta” (IEN/CNEN, 1991). Este documento estabelece uma sistemática de manutenção para o reator, com o objetivo de mantê-lo sempre operacional. Cabe observar, que a manutenção do reator tem sido realizada segundo os procedimentos descritos neste documento, o qual não sofreu qualquer tipo de atualização.

Antes do reator entrar em operação, após esta ser liberada pelo supervisor, é realizada uma série de testes pré-operacionais onde são verificados:

- as condições da água no tanque de dreno;
- as condições do circuito hidráulico;
- a pressão existente no tubo de nitrogênio;
- as condições do sistema de injeção de nitrogênio;
- o funcionamento dos sistemas de instrumentação nuclear e de intertravamento.

Durante a realização desses testes são feitos os registros pertinentes, por meio do preenchimento dos formulários próprios (Anexo). Após a realização dos testes pré-operacionais e, uma vez que não tenha sido encontrado nenhum problema, a operação do reator é finalmente iniciada.

Caso seja revelado qualquer problema durante a realização dos testes pré-operacionais, a equipe de operação do reator comunica o fato ao supervisor. Este deve analisar as informações sobre o problema ocorrido e, caso julgue necessário uma manutenção corretiva, solicitar que a equipe de manutenção realize o serviço. Caso contrário, libera o reator para operação.

O documento citado acima descreve como devem ser executadas as rotinas das manutenções corretiva e preventiva (periódica), feitas no reator de pesquisa. Com o intuito de facilitar a descrição dessas rotinas, serão apresentados os fluxogramas do processo geral de manutenção (figura 24), de manutenção corretiva (figura 25) e de manutenção preventiva (figura 26) do reator de pesquisa.

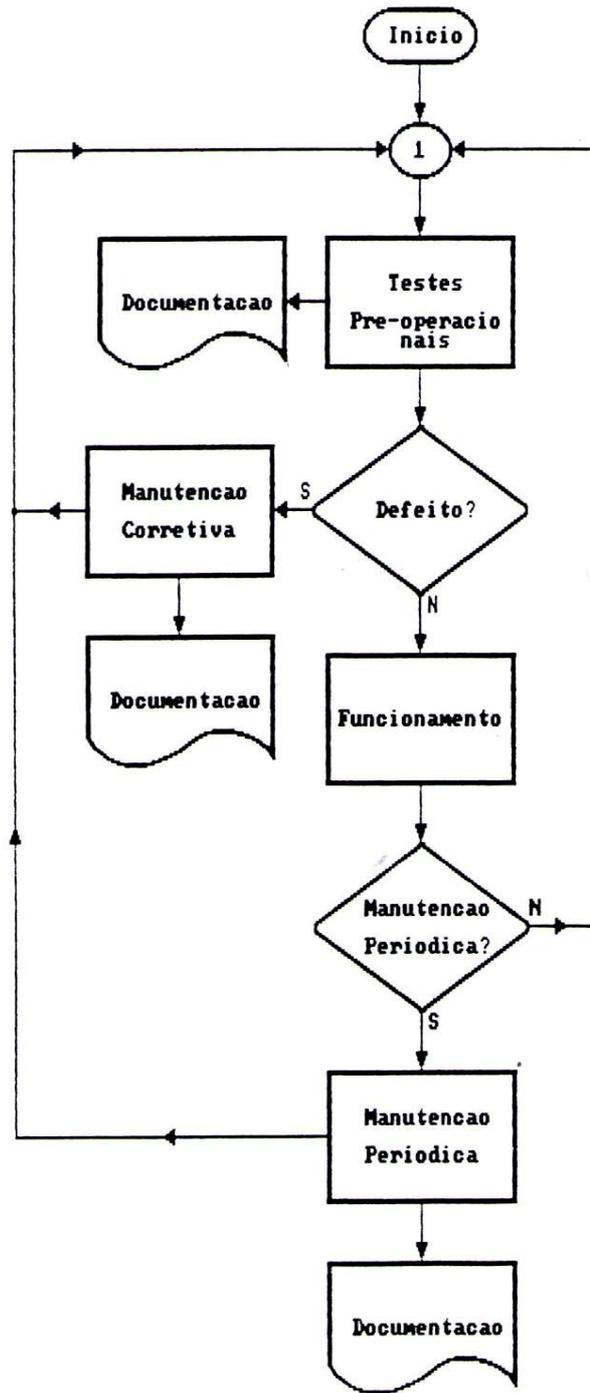
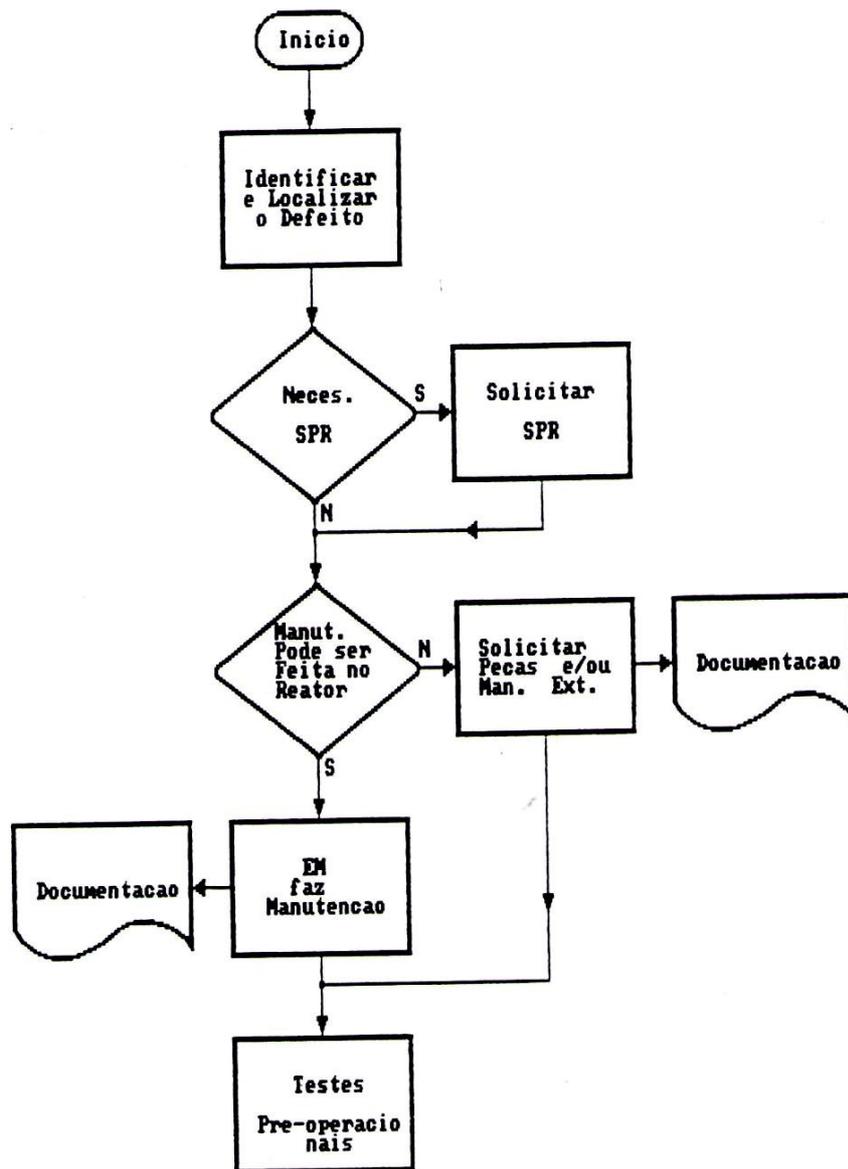


Figura 24: Fluxograma do processo geral de manutenção do reator de pesquisa.



SPR – Serviço de Proteção Radiológica
 EM – Equipe de Manutenção

Figura 25: Fluxograma do processo de manutenção corretiva do reator de pesquisa.

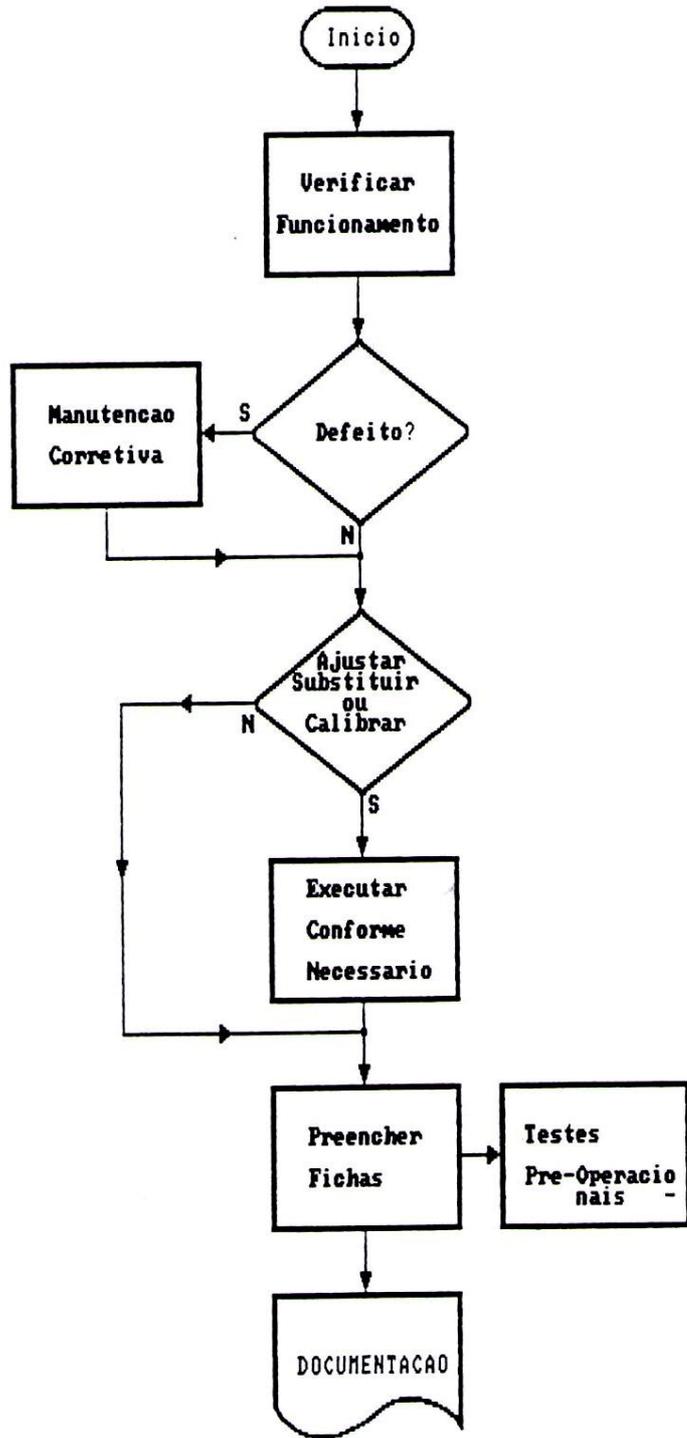


Figura 26: Fluxograma do processo de manutenção preventiva do reator de pesquisa.

4.5 Análise da Manutenção do Sistema de Instrumentação Nuclear

Na seção anterior, foi descrito, de modo geral, todo o processo de manutenção do reator nuclear de pesquisa. Assim, qualquer manutenção feita no reator, seja ela corretiva ou preventiva, deve ser realizada de acordo com os procedimentos já descritos. A manutenção do reator, assim como de seus vários sistemas e componentes, pode ser feita pela equipe de manutenção deste ou por pessoal habilitado de outros setores do IEN. Já a manutenção do seu sistema de instrumentação nuclear, objeto de estudo desta tese, é feita pelo Serviço de Instrumentação (SEINS) do IEN.

O Serviço de Instrumentação, anteriormente chamado de Departamento de Instrumentação e Controle, foi responsável pelo projeto e desenvolvimento do sistema de instrumentação nuclear utilizado atualmente no reator de pesquisa. Sendo assim, ele é o setor do IEN encarregado de fazer a manutenção deste sistema. O SEINS é um departamento subordinado à Divisão de Engenharia Nuclear (DENN) do IEN e conta, até a presente data, com um total de 32 servidores, sendo 9 engenheiros e 23 técnicos de nível médio.

Quando há necessidade de se fazer manutenção no sistema de instrumentação nuclear, a equipe de manutenção do reator solicita a execução deste serviço ao SEINS, através de uma requisição de serviço interno (RSI). Na RSI deve constar a identificação do módulo onde ocorreu a falha, além de uma descrição do problema apresentado neste. Uma vez recebida a RSI, a chefia do SEINS deverá designar um ou mais servidores para a realização do serviço de manutenção, por meio da emissão de uma ordem de serviço (OS). Na OS deve haver uma breve descrição do reparo a ser feito no módulo com defeito, nome do servidor responsável pelo serviço, tempo gasto para a execução do serviço e custo de material (caso haja). A verificação do estado de funcionamento do módulo pode ser feita na sala de controle do reator, onde se encontra instalado o sistema de instrumentação nuclear. Caso seja necessário, o módulo poderá ser levado para o SEINS, a fim de facilitar a realização do serviço de manutenção.

Vale destacar, que foi desenvolvido um programa de controle e emissão de OS, com o objetivo de facilitar o processamento de todos os serviços realizados pelo SEINS. O programa utiliza um banco de dados para o controle e a emissão das ordens de serviço, estando em operação desde setembro do ano 2000. Para cada serviço realizado pelo SEINS é gerada uma OS em duas vias, ficando uma via com o responsável por este

serviço, enquanto que a outra é arquivada. A figura 27 mostra um exemplo de uma OS gerada por este programa.

DICH	ORDEM DE SERVIÇO - O		Número SEINS 177 / 2002	DATA:22/11/2002	REF:SEREA-52/2002
CLIENTE					
NOME			SETOR SEINS	AUTORIZAÇÃO	
FORNECEDOR					
NOME			SETOR SEINS	AUTORIZAÇÃO	
SERVIÇO					
DESCRIÇÃO: Reparo da Fonte de baixa Tensão Mod. 9033 - RM - 03.433 CNEN.					
PQ's / PO's ASSOCIADOS		PRAZO DE EXECUÇÃO		ANEXOS <input type="checkbox"/> SIM <input type="checkbox"/> NÃO	
OBSERVAÇÕES:					
ENTREGA DO SERVIÇO					
EXECUTANTE: INÍCIO: 19/11/2002 TÉRMINO: 20/11/2002			CUSTO DE MATERIAL		MÃO DE OBRA(Hxh)
RELATÓRIO DE INSPEÇÃO E ENSAIO <input type="checkbox"/> SIM <input type="checkbox"/> NÃO			ASSINATURA DO FORNECEDOR		APROVAÇÃO DO CLIENTE

Figura 27: OS gerada para o reparo de uma fonte de baixa tensão.

Conforme visto na descrição do sistema de instrumentação nuclear, os canais de pulsos I e II são compostos pelos mesmos módulos, assim como os canais de potência I e II. A identificação dos módulos é feita através de uma numeração dada para cada um destes módulos. A tabela 1 mostra a numeração dos módulos que compõem o sistema de instrumentação nuclear.

É importante observar, que os canais de pulsos e de potência possuem a mesma fonte de baixa tensão (módulo 9033). Também merece atenção, o fato do canal de segurança ser identificado e tratado como um módulo. Estas informações serão utilizadas na coleta e na análise dos dados de manutenção dos módulos do sistema de instrumentação nuclear, que serão feitas no capítulo 5.

Tabela 1: Numeração dos módulos do sistema de instrumentação nuclear.

CANAL DE PULSOS MÓDULOS	NUMERAÇÃO
Pré-amplificador	9034
Amplificador de pulsos	9035
Medidor de taxa de contagem	9036
Contador temporizador	9028
Fonte de alta tensão 2	9031A
Fonte de baixa tensão	9033
CANAL DE POTÊNCIA MÓDULOS	NUMERAÇÃO
Medidor de corrente linear	9038
Medidor de corrente logarítmico	9039
Fonte de alta tensão 1	9030A
Fonte de baixa tensão	9033
CANAL DE SEGURANÇA	9040

CAPÍTULO 5: ANÁLISE DOS DADOS COLETADOS E RESULTADOS

Neste capítulo será feita a análise dos dados de manutenção coletados para os módulos do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa. Na primeira fase desta análise, serão considerados apenas os aspectos técnicos dos módulos que compõem o sistema de instrumentação nuclear. Posteriormente, numa segunda fase, serão levados em consideração os fatores humanos e organizacionais (fatores sócio-técnicos), que possam afetar a disponibilidade deste sistema.

5.1 Coleta de Dados

O reator ARGONAUTA opera sob demanda, ou seja, ele opera conforme a necessidade de atender aos pedidos de serviço, que lhe são solicitados ao longo do ano. Ao final de cada ano, a equipe de operação do reator faz um levantamento de todas as atividades realizadas no reator. Este levantamento traz uma descrição detalhada de cada uma dessas atividades, incluindo as seguintes informações: total de operações realizadas no ano, solicitante de cada uma dessas operações, número de irradiações feitas, total do tempo de operação e total do tempo de criticalidade. Cabe observar, que também é apresentado o tempo de duração dos testes pré-operacionais. Vale destacar, que desde a sua primeira operação em 1965 e até dezembro de 2013, já foram realizadas 5764 operações no reator ARGONAUTA, totalizando 16066 horas de operação.

O período de apuração, do histórico dos dados de manutenção dos módulos do sistema de instrumentação nuclear, foi estabelecido em função das condições e da possibilidade de obtenção destes dados. Conforme visto na seção 4.5, a manutenção destes módulos é feita pelos servidores do SEINS, através da emissão de uma ordem de serviço (OS) feita pelo chefe do setor. Este procedimento era realizado emitindo a OS em papel, passando a ser informatizado a partir de setembro do ano 2000. Dessa forma, procurando ter informações mais fidedignas e de mais fácil acesso, foi estabelecido o período de janeiro de 2001 a dezembro de 2013, para a apuração do histórico dos dados de manutenção dos módulos do sistema de instrumentação nuclear.

A coleta destes dados foi feita por meio do acesso ao programa de controle e emissão de OS, instalado em computadores do SEINS.

Durante o período de treze anos (2001 até 2013), estabelecido para a coleta do histórico dos dados de manutenção dos módulos do sistema de instrumentação nuclear, o reator ARGONAUTA totalizou **4506** horas de operação, com uma média anual de **347** horas de operação. A figura 28 mostra o gráfico do histórico do total de horas de operação do reator, ao longo dos treze anos considerados.

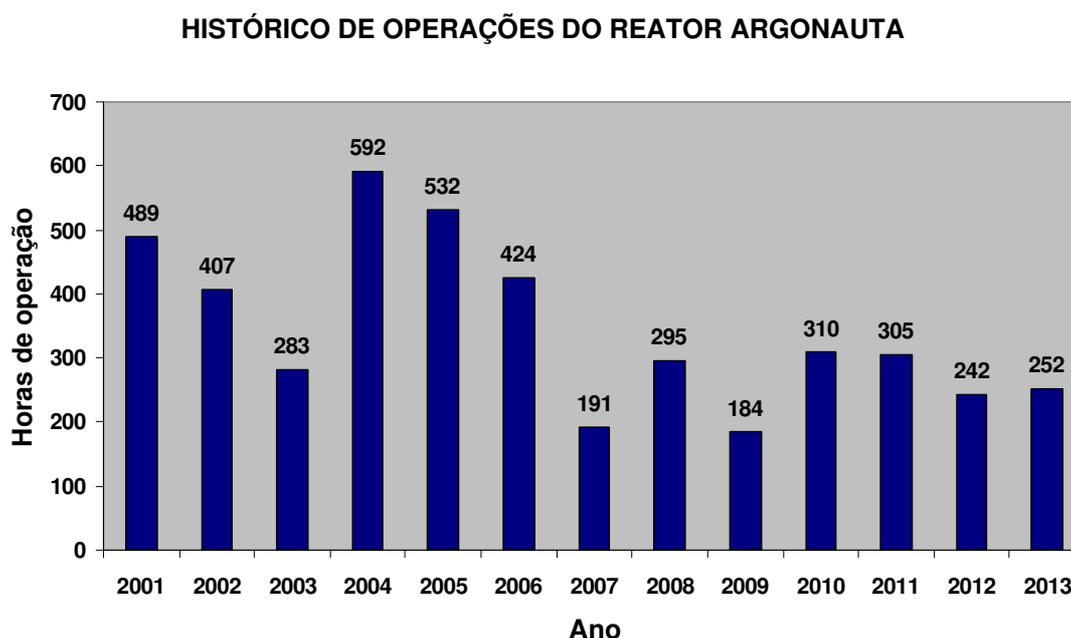


Figura 28: Histórico de operações do reator ARGONAUTA.

A tabela 1, apresentada na seção 4.5, mostra a identificação de todos os módulos que compõem o sistema de instrumentação nuclear. Conforme visto, os canais de pulsos e de potência possuem a mesma fonte de baixa tensão (módulo 9033). Além disto, o canal de segurança é identificado e tratado como um módulo. Portanto, o sistema de instrumentação nuclear é composto por um total de dez módulos diferentes, sendo o reparo deste sistema, quando necessário, efetuado nos módulos que apresentarem falhas.

Uma vez que a manutenção do sistema de instrumentação nuclear é feita em seus módulos, os dados serão coletados para cada um destes módulos. Assim, será gerado um banco de dados de parâmetros técnicos para cada um dos dez módulos deste sistema.

5.2 Estrutura do Banco de Dados e Primeiros Resultados Obtidos

O banco de dados de parâmetros técnicos, relacionados com a confiabilidade e a manutenibilidade de cada um dos dez módulos do sistema de instrumentação nuclear, apresenta a seguinte estrutura:

- a) descrição e identificação do módulo;
- b) total de horas de operação do módulo durante o período de janeiro de 2001 a dezembro de 2013;
- c) número de falhas do módulo neste período;
- d) total de horas gastas com a manutenção do módulo durante este período;
- e) número de reparos feitos no módulo durante este período;
- f) taxa de falha e MTBF encontrados para o módulo;
- g) taxa de reparo e MTTR encontrados para o módulo;
- h) disponibilidade do módulo encontrada para este período.

Conforme descrito na seção 5.1, o levantamento do histórico dos dados de manutenção dos módulos do sistema de instrumentação nuclear, durante o período de janeiro de 2001 a dezembro de 2013, foi feito por meio do acesso ao programa de controle e emissão de OS. Durante este período, foram selecionadas **29** ordens de serviço relacionadas com o reparo destes módulos. É importante observar, que no programa estavam registrados todos os serviços realizados pelo SEINS neste período, e não apenas aqueles relativos à manutenção dos módulos do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa.

O levantamento do histórico dos dados de manutenção foi feito para cada um dos dez módulos, que compõem o sistema de instrumentação nuclear. Este procedimento se justifica, uma vez que os módulos dos canais de pulsos I e II são os mesmos, assim como os módulos dos canais de potência I e II. Além disto, ambos os canais possuem a mesma fonte de baixa tensão. Também merece destaque, o fato de que durante o levantamento feito, poucas vezes foi possível identificar o canal ao qual determinado módulo pertencia. Desta forma, foi adotada uma abordagem conservadora na análise dos dados de operação e manutenção coletados para os módulos do sistema de instrumentação nuclear. A tabela 2 mostra a planilha feita para as 29 ordens de serviço selecionadas.

Tabela 2: Planilha das OS dos módulos do sistema de instrumentação nuclear.

OS	MÓDULOS	Numeração	Início	Término	Total de horas (OS)
2008-2	Pré-amplificador	9034	04/08/08	04/08/08	8
Total de horas de manutenção do módulo no período (2001 a 2013)					8
2009-3	Amplificador de pulsos	9035	05/01/10	19/01/10	88
Total de horas de manutenção do módulo no período (2001 a 2013)					88
2004-1	Medidor de taxa de contagem	9036	02/03/04	09/03/04	48
2009-2			05/06/09	15/06/09	48
Total de horas de manutenção do módulo no período (2001 a 2013)					96
2006-1	Contador temporizador	9028	17/03/06	24/03/06	48
2006-3			21/08/06	28/08/06	48
Total de horas de manutenção do módulo no período (2001 a 2013)					96
2002-4	Fonte de baixa tensão	9033	30/08/02	09/09/02	56
2002-9			11/11/02	18/11/02	40
2002-10			19/11/02	20/11/02	16
2002-11			28/11/02	03/12/02	32
Total de horas de manutenção do módulo no período (2001 a 2013)					144
2001-2	Fonte de alta tensão 1	9030A	29/06/01	17/07/01	104
2001-3			15/10/01	31/10/01	104
2002-2			25/04/02	25/04/02	8
2002-6			27/08/02	27/08/02	8
2002-7			10/09/02	10/09/02	8
2003-3			13/05/03	17/07/03	376
Total de horas de manutenção do módulo no período (2001 a 2013)					608
2002-1	Fonte de alta tensão 2	9031A	03/01/02	03/01/02	8
2010-1			08/03/10	12/03/10	40
Total de horas de manutenção do módulo no período (2001 a 2013)					48
2002-5	Medidor de corrente linear	9038	30/08/02	10/09/02	64
2002-8			02/12/02	13/12/02	80
2003-1			20/02/03	21/02/03	16
2003-2			28/04/03	12/05/03	80
2003-4			12/06/03	13/06/03	16
2004-2			29/03/04	05/04/04	48
2004-3			12/04/04	16/04/04	40
2004-4			08/06/04	28/06/04	112
Total de horas de manutenção do módulo no período (2001 a 2013)					456
2001-1	Medidor de corrente logarítmico	9039	29/06/01	17/07/01	104
Total de horas de manutenção do módulo no período (2001 a 2013)					104
2009-1	Canal de Segurança	9040	05/02/09	06/05/09	464
2010-3			23/11/10	23/11/10	8
Total de horas de manutenção do módulo no período (2001 a 2013)					472

O levantamento do histórico dos dados de manutenção dos módulos do sistema de instrumentação nuclear foi feito de acordo com a seguinte metodologia:

- as 29 ordens de serviço selecionadas foram salvas no programa de OS, convertidas em arquivos com formato em PDF e nomeadas de acordo com o ano em que foram emitidas;
- todas as 29 ordens de serviço emitidas foram executadas no período compreendido entre as datas de início e de término destas;
- cada reparo feito num determinado módulo corresponde a uma ordem de serviço executada;
- foi estabelecido em 8 horas o tempo mínimo para a execução do serviço de manutenção nos módulos do sistema de instrumentação nuclear, correspondendo às ordens de serviço com início e término no mesmo dia;
- para obter o total de horas gastos, na execução de cada uma das ordens de serviço, foi encontrado o total de dias úteis no período compreendido entre as datas de início e de término destas, sendo este total de dias úteis multiplicado por oito horas;
- para obter o total de horas gastas com a manutenção de cada um dos módulos do sistema de instrumentação nuclear, no período de janeiro de 2001 a dezembro de 2013, efetuamos o somatório do total de horas das ordens de serviço relativas a cada um destes módulos.

Deve ser observado, que durante o levantamento feito, nem sempre foi possível obter as datas de início e de término das ordens de serviço, apenas com o auxílio do programa de OS. Assim, em alguns casos foi necessário recorrer aos arquivos do SEINS, para obter estas informações das ordens de serviço impressas em papel. Quando as datas não estavam disponíveis nestas ordens de serviço, elas eram obtidas através de informações dadas pelos técnicos responsáveis pelo serviço de manutenção dos módulos.

Também deve ser observado, que o número de reparos feitos em cada módulo corresponde ao número de ordens de serviço executadas para este módulo. Dessa forma, já foram obtidos o número de reparos feitos e o total de horas de manutenção de cada um dos módulos, no período de janeiro de 2001 a dezembro de 2013. Conforme visto, estas informações fazem parte do banco de dados de parâmetros técnicos, que será gerado para cada um dos módulos do sistema de instrumentação nuclear.

5.3 Cálculo dos Parâmetros Técnicos dos Módulos

Na seção anterior, foram obtidos o número de reparos feitos e o total de horas gastas com a manutenção dos módulos do sistema de instrumentação nuclear, no período de janeiro de 2001 a dezembro de 2013. O número de falhas de cada um dos módulos, ao longo deste período, é igual ao número de reparos feitos nestes módulos. Tal fato se justifica, uma vez que a manutenção realizada nos módulos foi corretiva, conforme descrito nas 29 ordens de serviço que foram selecionadas. Assim, cada falha ocorrida num determinado módulo, corresponde a um reparo feito neste mesmo módulo.

Para encontrar o total de horas de operação de cada um dos módulos, no período de janeiro de 2001 a dezembro de 2013, basta subtrair do total de horas de operação do reator neste período (4506 horas), o total de horas de manutenção de cada módulo. Cabe ressaltar, que é necessário que todos os módulos do sistema de instrumentação nuclear estejam funcionando ao mesmo tempo, para que o reator opere. Deve ser observado, que quando um determinado módulo estava em manutenção, era utilizado um módulo sobressalente, de modo a não inviabilizar a operação do reator de pesquisa.

As taxas de falha dos módulos do sistema de instrumentação nuclear serão obtidas utilizando-se uma das distribuições de probabilidade descritas no capítulo 2. De acordo com LEWIS (1996), o comportamento da taxa de falha $\lambda(t)$ de equipamentos e componentes eletrônicos, incluindo a parte do hardware de computadores, é descrito pelo gráfico mostrado na figura 29. Como pode ser observado, um período muito curto de mortalidade infantil é seguido de um longo período onde a taxa de falha é constante, correspondendo à região de vida útil deste tipo de sistema. Também merece destaque, o fato destes sistemas apresentarem um período muito curto na região de velhice, caracterizando um nível de desgaste bastante baixo. Para o autor, neste tipo de sistema a principal preocupação deve ser a de controlar o ambiente e a influência de cargas externas ao sistema, a fim de se minimizar o efeito da ocorrência de falhas aleatórias.

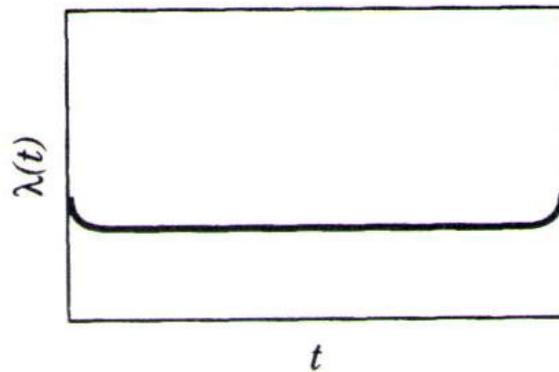


Figura 29: Taxa de falha de equipamentos eletrônicos (LEWIS, 1996).

Segundo MARINO (1985), “as falhas por desgaste ou envelhecimento são muito mais pronunciadas para os equipamentos mecânicos ou eletromecânicos do que para os equipamentos eletrônicos”. O autor destaca ainda que: “a eletrônica moderna, praticamente toda no estado sólido, não é quase sujeita a falhas devido ao envelhecimento de seus sistemas ou componentes”. Em decorrência do que foi exposto, o autor argumenta que a manutenção preventiva não tem utilidade para os equipamentos eletrônicos, uma vez que quase não há desgaste neste tipo de equipamento.

Os módulos que compõem o sistema de instrumentação nuclear são equipamentos eletrônicos de alta confiabilidade, projetados para atender a normas rigorosas de controle de qualidade. Equipamentos deste tipo são produzidos utilizando-se componentes sem defeitos de fabricação e com taxas de falha extremamente baixas, sendo assim capazes de suportar condições operacionais e ambientais altamente desfavoráveis. Como consequência dessas condições, os módulos do sistema de instrumentação nuclear devem apresentar um longo período de vida útil, sendo este tempo em geral bem maior do que o tempo estipulado de missão ou de utilização.

Diante do que foi exposto, a distribuição de probabilidade mais adequada para modelar os tempos de falha dos módulos do sistema de instrumentação nuclear é a distribuição exponencial. A escolha desta distribuição se justifica, já que a exponencial é a distribuição de probabilidade utilizada para modelar a região de vida útil de um sistema ou equipamento. Dessa forma, será adotado o modelo de taxa de falha constante para as taxas de falha dos módulos do sistema de instrumentação nuclear. Cabe também destacar, que no levantamento da base de dados de confiabilidade dos

componentes dos reatores de pesquisa IEA-R1 e IPEN/MB-01, feito por OLIVEIRA *et al.* (2005), foi utilizada a distribuição exponencial para modelar os tempos de falha de todos os componentes e equipamentos destes dois reatores de pesquisa. A tabela 3 mostra os resultados obtidos para as taxas de falha e os MTBF dos módulos do sistema de instrumentação nuclear.

Tabela 3: Planilha das falhas dos módulos do sistema de instrumentação nuclear.

MÓDULOS	Numeração	Total de horas de operação	Número de falhas	Taxa de falha (1/h)	MTBF (h)
Pré-amplificador	9034	4.498	1	2,22E-04	4.498,00
Amplificador de pulsos	9035	4.418	1	2,26E-04	4.418,00
Medidor de taxa de contagem	9036	4.410	2	4,54E-04	2.205,00
Contador temporizador	9028	4.410	2	4,54E-04	2.205,00
Fonte de baixa tensão	9033	4.362	4	9,17E-04	1.090,50
Fonte de alta tensão 1	9030A	3.898	6	1,54E-03	649,67
Fonte de alta tensão 2	9031A	4.458	2	4,49E-04	2.229,00
Medidor de corrente linear	9038	4.050	8	1,98E-03	506,25
Medidor de corrente logarítmico	9039	4.402	1	2,27E-04	4.402,00
Canal de Segurança	9040	4.034	2	4,96E-04	2.017,00

Na tabela acima, as taxas de falha foram obtidas dividindo-se o número de falhas pelo total de horas de operação de cada um dos módulos. Vale lembrar, que o número de falhas de cada módulo é igual ao número de reparos feitos, que corresponde ao número de ordens de serviço executadas para cada módulo. Os MTBF dos módulos foram encontrados utilizando-se a equação (2.19), ou seja, através do inverso das taxas de falha destes módulos. Uma rápida análise dos resultados obtidos indica que os módulos com uma maior incidência de falhas, também apresentaram maiores taxas de falha e, conseqüentemente, menores MTBF. As maiores taxas de falha, pela ordem, foram encontradas para os seguintes módulos: medidor de corrente linear, fonte de alta tensão 1 e fonte de baixa tensão.

A fim de se obter as taxas de reparo dos módulos do sistema de instrumentação nuclear, será utilizada a distribuição exponencial para modelar os tempos de reparo destes módulos (LEWIS, 1996). Assim, será adotado o modelo de taxa de reparo constante para as taxas de reparo dos módulos. A tabela 4 mostra os resultados obtidos para as taxas de reparo e os MTTR dos módulos do sistema de instrumentação nuclear.

Tabela 4: Planilha dos reparos dos módulos do sistema de instrumentação nuclear.

MÓDULOS	Numeração	Total de horas de manutenção	Número de reparos	Taxa de reparo (1/h)	MTTR (h)
Pré-amplificador	9034	8	1	1,25E-01	8,00
Amplificador de pulsos	9035	88	1	1,14E-02	88,00
Medidor de taxa de contagem	9036	96	2	2,08E-02	48,00
Contador temporizador	9028	96	2	2,08E-02	48,00
Fonte de baixa tensão	9033	144	4	2,78E-02	36,00
Fonte de alta tensão 1	9030A	608	6	9,87E-03	101,33
Fonte de alta tensão 2	9031A	48	2	4,17E-02	24,00
Medidor de corrente linear	9038	456	8	1,75E-02	57,00
Medidor de corrente logarítmico	9039	104	1	9,62E-03	104,00
Canal de Segurança	9040	472	2	4,24E-03	236,00

Na tabela acima, as taxas de reparo foram obtidas dividindo-se o número de reparos pelo total de horas de manutenção de cada um dos módulos. Os MTTR dos módulos foram encontrados utilizando-se a equação (2.35), ou seja, através do inverso das taxas de reparo destes módulos. Uma rápida análise dos resultados obtidos mostra que os módulos com as menores taxas de reparo, apresentaram os maiores MTTR. Deve ser observado, que o maior MTTR foi encontrado para o canal de segurança, embora este módulo tenha sido reparado apenas duas vezes no período considerado.

Tendo sido obtidos os valores dos MTBF e dos MTTR dos módulos, a disponibilidade destes módulos poderá ser encontrada utilizando-se a equação (2.36). A tabela 5 mostra os resultados obtidos para as disponibilidades de cada um dos módulos do sistema de instrumentação nuclear.

Tabela 5: Planilha das disponibilidades dos módulos do sistema de inst. nuclear.

MÓDULOS	Numeração	MTBF (h)	MTTR (h)	DISP (%)
Pré-amplificador	9034	4.498,00	8,00	99,82
Amplificador de pulsos	9035	4.418,00	88,00	98,05
Medidor de taxa de contagem	9036	2.205,00	48,00	97,87
Contador temporizador	9028	2.205,00	48,00	97,87
Fonte de baixa tensão	9033	1.090,50	36,00	96,80
Fonte de alta tensão 1	9030A	649,67	101,33	86,51
Fonte de alta tensão 2	9031A	2.229,00	24,00	98,93
Medidor de corrente linear	9038	506,25	57,00	89,88
Medidor de corrente logarítmico	9039	4.402,00	104,00	97,69
Canal de Segurança	9040	2.017,00	236,00	89,53

Conforme visto na seção 2.4, disponibilidade é a probabilidade de que um determinado sistema ou equipamento, quando usado em determinadas condições, esteja em estado operacional para um dado intervalo de tempo. Como pode ser observado na tabela acima, sete dos dez módulos do sistema de instrumentação nuclear apresentaram valores elevados, acima de 95%, para as suas disponibilidades no período de janeiro de 2001 a dezembro de 2013. Apenas três módulos (fonte de alta tensão 1, canal de segurança e medidor de corrente linear), apresentaram valores inferiores a 90%, para as suas disponibilidades neste período.

Entre os três módulos que apresentaram as menores disponibilidades, deve-se observar que a fonte de alta tensão 1 e o medidor de corrente linear também apresentaram as maiores taxas de falha. Por outro lado, o canal de segurança apresentou um baixo valor para a sua taxa de falha, com apenas duas falhas no período considerado. Vale destacar, que a disponibilidade do canal de segurança foi muito afetada pela duração de uma das suas ordens de serviço (2009-1), que levou um total de 464 horas para ser executada.

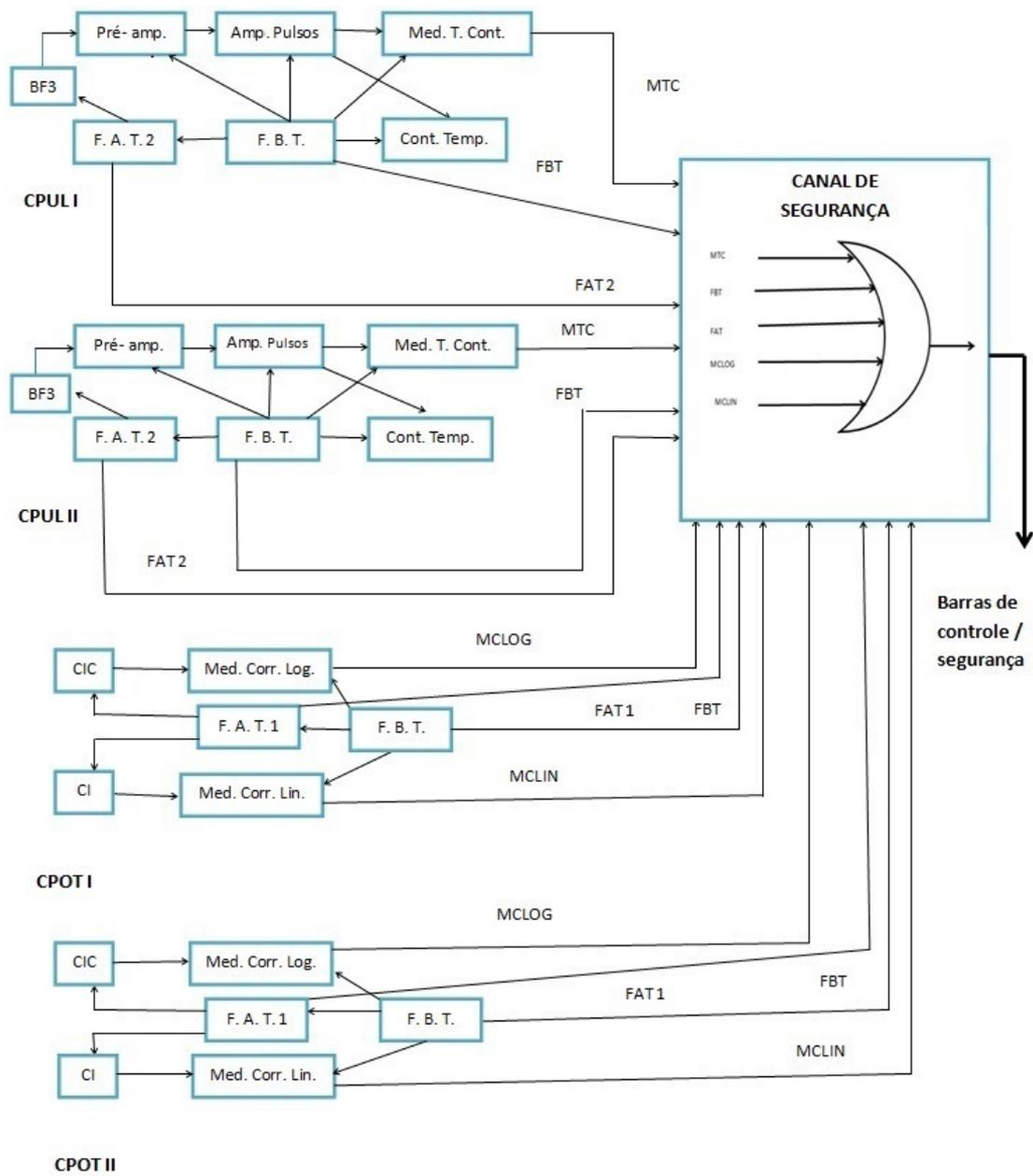
5.4 Disponibilidade do Sistema de Instrumentação Nuclear

Conforme visto na seção 4.3, o sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa é composto por dois canais de pulsos, dois canais de potência e um canal de segurança. Cada canal de pulsos é formado por seis módulos, sendo estes módulos iguais para os dois canais. Cada canal de potência é formado por quatro módulos, sendo estes módulos iguais para os dois canais. Vale lembrar também, que os canais de pulsos e de potência possuem a mesma fonte de baixa tensão (módulo 9033), e que o canal de segurança é identificado e tratado como um módulo. Portanto, o sistema de instrumentação nuclear é composto por um total de 21 módulos.

Para encontrar a disponibilidade, o MTBF e o MTTR do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa, é preciso saber como os canais e os módulos deste sistema se interligam. A figura 30 apresenta o diagrama de blocos do sistema de instrumentação nuclear, mostrando todas as interligações entre os seus 21 módulos.

É importante destacar, que o canal de segurança, responsável por acionar o sistema de intertravamento do reator, está ligado a vários módulos dos canais de pulsos e de potência. Este canal se constitui de uma porta lógica “OU”, tendo como entrada os sinais enviados por 14 módulos a ele ligados. Qualquer problema que venha a ocorrer num destes módulos, ou no próprio canal de segurança, terá como consequência a queda das barras de controle/segurança, levando ao desarme do reator.

Como pode ser observado no diagrama de blocos, a configuração do sistema de instrumentação nuclear é bastante complexa, o que dificulta a determinação da sua disponibilidade, assim como do seu MTBF e do seu MTTR. Dessa forma, será utilizado um programa de modelagem de sistemas para o cálculo destes parâmetros.



- BF₃ – detector de fluoreto de boro
- F.B.T. – fonte de baixa tensão (módulo 9033)
- F.A.T. 2 – fonte de alta tensão 2 (módulo 9031A)
- F.A.T. 1 – fonte de alta tensão 1 (módulo 9030A)
- Pré-amp – pré-amplificador (módulo 9034)
- Amp. Pulsos – amplificador de pulsos (módulo 9035)
- Med. T. Cont. – medidor de taxa de contagem (módulo 9036)
- Cont. Temp. – contador temporizador (módulo 9028)
- CI – câmara de ionização não compensada
- CIC – câmara de ionização compensada
- Med. Corr. Lin. – medidor de corrente linear (módulo 9038)
- Med. Corr. Log. – medidor de corrente logarítmico (módulo 9039)
- CPUL I – canal de pulsos I
- CPUL II – canal de pulsos II
- CPOT I – canal de potência I
- CPOT II – canal de potência II

Figura 30: Diagrama de blocos do sistema de instrumentação nuclear.

5.4.1 O Sistema TANGRAM-II

Desde o início dos anos noventa, o LAND (Laboratório de Modelagem, Análise e Desenvolvimento de Redes e Sistemas de Computação) da COPPE/UFRJ desenvolve trabalhos de pesquisa, que têm resultado em diversas ferramentas na área de ensino a distância, medições, engenharia de tráfego e modelagem e análise de sistemas. Entre estas, merece destaque o TANGRAM-II, um conjunto de ferramentas que inclui um ambiente para análise e modelagem de sistemas.

Um dos atrativos do TANGRAM-II é disponibilizar um ambiente de modelagem onde é possível, através de programação de alto nível e utilizando uma linguagem baseada em C, criar e resolver modelos complexos. Estes modelos podem ser resolvidos utilizando-se técnicas analíticas ou por meio de simulação. Uma vez encontrada a solução do modelo, a ferramenta oferece um módulo para o cálculo e a visualização das medidas de interesse (JAIME, 2003).

O conjunto de ferramentas que forma o ambiente de modelagem do TANGRAM-II foi desenvolvido no intuito de fornecer suporte ao ensino e à pesquisa, permitindo que, através de uma interface gráfica, pudessem ser criados e analisados modelos que reproduzem o comportamento de sistemas. A metodologia de descrição de modelos adotada pela ferramenta é orientada a objetos. Devem ser destacadas as medidas de confiabilidade e desempenho obtidas, como resultado da solução dos modelos descritos (JAIME, 2003). Cabe observar, que desde o segundo semestre de 2000, o sistema TANGRAM-II tem sido gratuitamente distribuído pela Internet (LAND/UFRJ, 2015).

O sistema TANGRAM-II é formado por módulos de diferentes finalidades, onde a forte integração entre esses módulos destaca-se como um dos diferenciais da ferramenta em relação às existentes na literatura (ROCHA *et al.*, 2009). A visão geral dos módulos, juntamente com a interface inicial da ferramenta, é mostrada na figura 31.

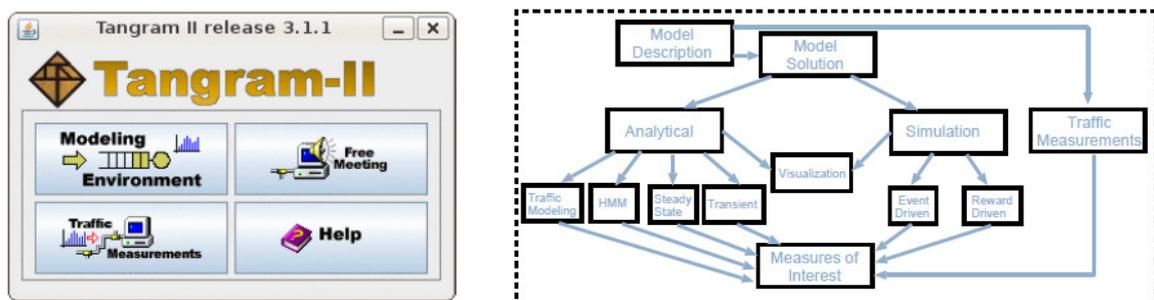


Figura 31: Módulos do sistema TANGRAM-II versão 3.1 (ROCHA *et al.*, 2009).

Conforme visto, a metodologia adotada pelo sistema TANGRAM-II no processo de especificação de modelos é baseada em objetos. Cada objeto contém uma série de atributos (declaração, inicialização, eventos, mensagens e recompensas) e pode estar associado a um conjunto de variáveis de estado. Os valores dessas variáveis em um determinado instante de tempo definem o estado do objeto. Os eventos e as mensagens definem o comportamento associado a um objeto. Eventos são disparados segundo uma distribuição de probabilidade especificada. Os objetos interagem entre si através da troca de mensagens e podem ser criados a partir de exemplos disponibilizados pela ferramenta (DE SOUZA E SILVA, FIGUEIREDO e LEÃO, 2009).

A especificação dos modelos é feita usando o TGIF “*Tangram Graphical Interface Facility*” (LAND/UFRJ, 2015). Após a especificação o modelo poderá ser resolvido, a fim de se obter as medidas de interesse desejadas. A solução do modelo poderá ser encontrada utilizando-se o módulo de soluções analíticas ou através do módulo de simulação. A figura 32 mostra a interface gráfica do ambiente de modelagem do TANGRAM-II, tendo como exemplo um modelo especificado para representar um sistema de filas.

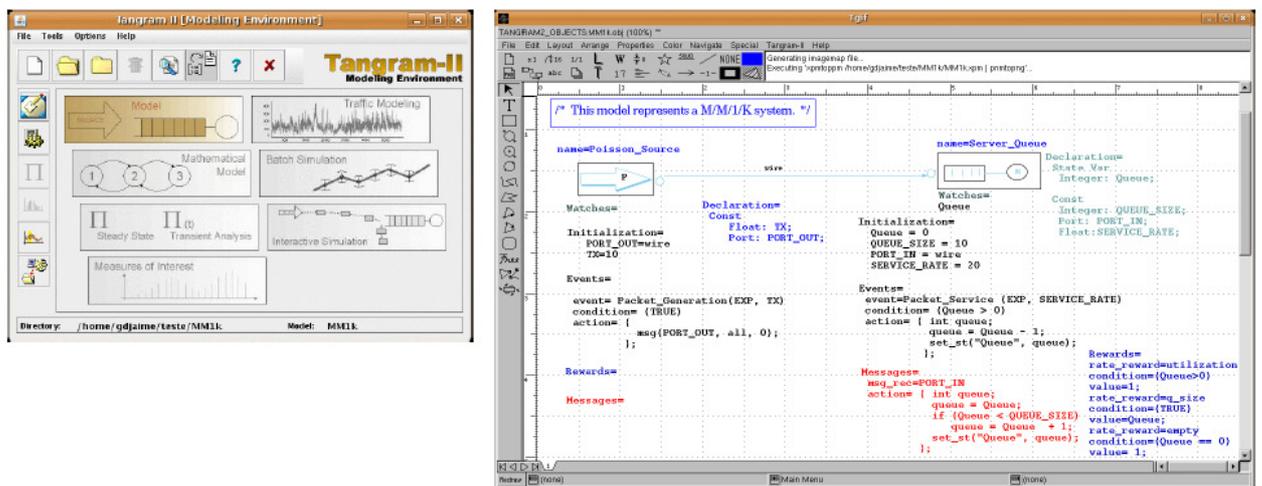


Figura 32: Ambiente de modelagem do TANGRAM-II (ROCHA *et al.*, 2009).

Se o modelo especificado for Markoviano, ou pertencer a uma classe específica de modelos não Markovianos, poderá ser resolvido analiticamente através de um dos métodos de solução implementados pela ferramenta. Caso o modelo especificado não satisfaça aos requisitos para ser resolvido analiticamente, poderá ser utilizado o simulador para encontrar a solução do modelo. O TANGRAM-II oferece dois tipos diferentes de simulação, uma baseada em eventos e outra em fluidos.

5.4.2 Resultados Obtidos com o Uso do Sistema TANGRAM-II

De início, foi feita a especificação do sistema de instrumentação nuclear, criando o diagrama de blocos deste sistema, através da interface gráfica do TANGRAM-II. Após esta especificação, foram inseridos no programa os dados relativos às taxas de falha e de reparo levantados para cada um dos módulos do sistema de instrumentação nuclear. Cabe observar, que conforme discutido na seção 5.3, foram utilizadas distribuições exponenciais para modelar os tempos de falha e de reparo destes módulos. A figura 33 mostra o diagrama de blocos do sistema de instrumentação nuclear, com todas as interligações entre os seus 21 módulos, feito com o auxílio da interface gráfica do TANGRAM-II.

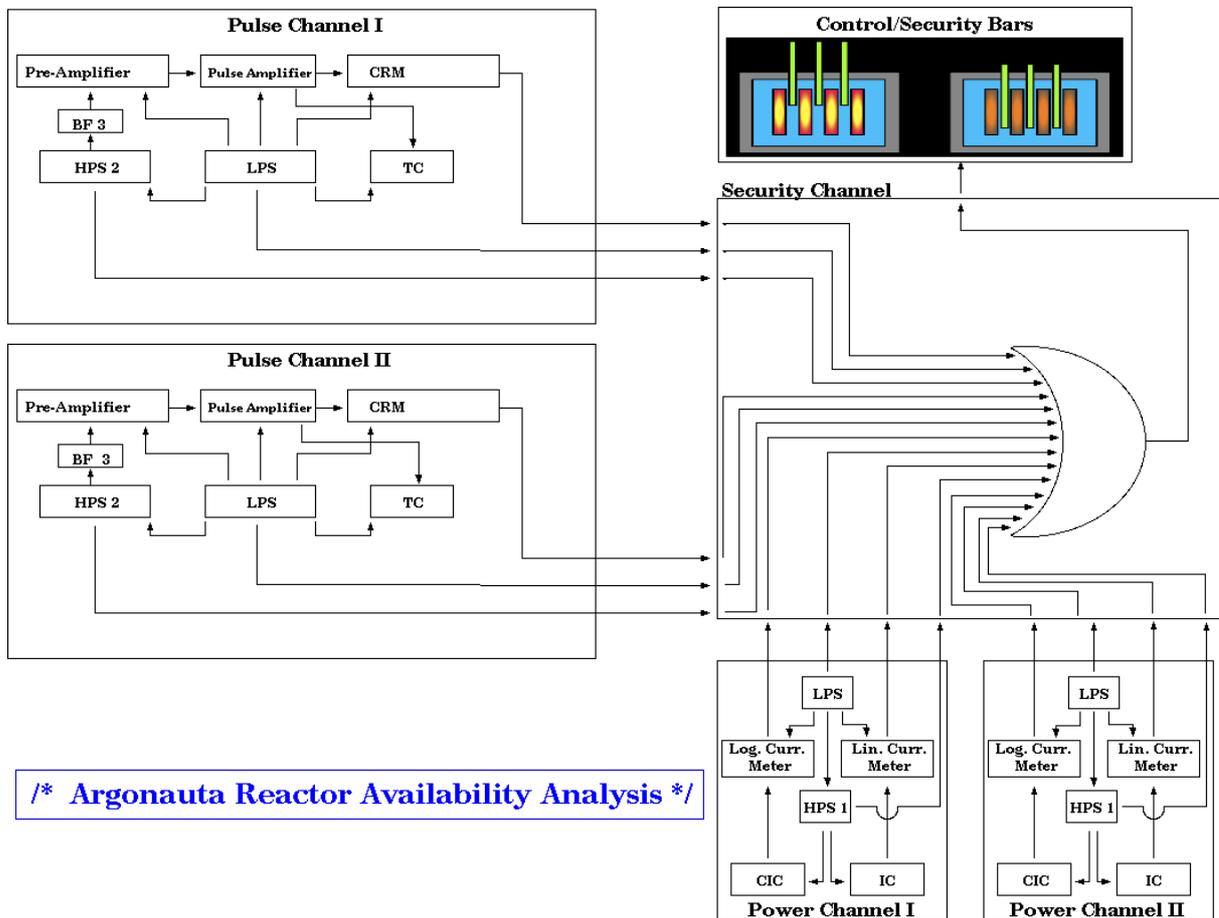


Figura 33: Diagrama de blocos do sist. inst. nuclear feito no TANGRAM-II.

Cabe destacar, que antes de ser efetuado o cálculo da disponibilidade, MTBF e MTTR do sistema de instrumentação nuclear, foram realizados testes com o cálculo destes parâmetros para cada um dos módulos do sistema, utilizando-se o programa TANGRAM-II. Os resultados encontrados foram os mesmos dos obtidos na seção 5.3. O objetivo deste procedimento foi o de validar o modelo, antes de se efetuar o cálculo dos parâmetros para o sistema como um todo.

Para encontrar a disponibilidade, o MTBF e o MTTR do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa foram feitas as seguintes suposições:

- as falhas dos módulos do sistema de instrumentação nuclear são independentes entre si, ou seja, a falha de um módulo independe da falha de qualquer outro;
- o detector BF₃ e as câmaras de ionização estão sempre em operação (nunca falham), ou seja, a disponibilidade deles é de 100%;
- utilizaram-se distribuições exponenciais para modelar os tempos de falha e de reparo dos módulos do sistema de instrumentação nuclear, com os valores das taxas de falha e de reparo obtidos na seção 5.3 para cada um dos módulos;
- cada canal de diferente tipo possui um canal de reserva, ou seja, os dois canais de pulsos e os dois canais de potência possuem um canal sobressalente cada, enquanto que o canal de segurança possui um canal sobressalente;
- a troca é feita no módulo do canal onde ocorreu a falha.

Conforme visto, a solução do modelo pelo programa poderá ser implementada utilizando-se técnicas analíticas ou através de simulação. A opção pela solução analítica levaria a um número de estados muito grande, o que acarretaria num tempo de computação muito extenso. Dessa forma, foi utilizado o simulador para encontrar a solução do modelo. O tipo de simulação utilizada foi a baseada em eventos.

Os resultados encontrados, com um nível de confiança de 95%, para todo o sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa foram os seguintes:

- Disponibilidade do sistema (valor médio): **90,21 %**.
- MTBF do sistema (valor médio): **1.245,55 horas**.
- MTTR do sistema (valor médio): **135,32 horas**.

Na simulação foi estipulado, além do nível de confiança de 95%, um tempo total de operação de 4.500.000 horas para o reator de pesquisa, com um total de 30 rodadas. A figura 34 mostra alguns dos resultados obtidos pelo programa. A figura 35 apresenta uma captura de tela, realizada durante a simulação.

REWARDS RESULTS

Simulation time: 4500000.000000 hours
Number of runs: 30
Total simulation time: 135000000.000000 hours
Confidence interval: 95%
Simulation execution real time: 1178985.211 milliseconds

Measure: Whole System Availability

- ACR(t): - mean = 9.0213999917e-01
- var = 2.4412092341e-06
- interval = \B1 5.59110883e-04
[9.01580888e-01 , 9.02699110e-01]

Figura 34: Resultados obtidos para a disponibilidade do sist. inst. nuclear.

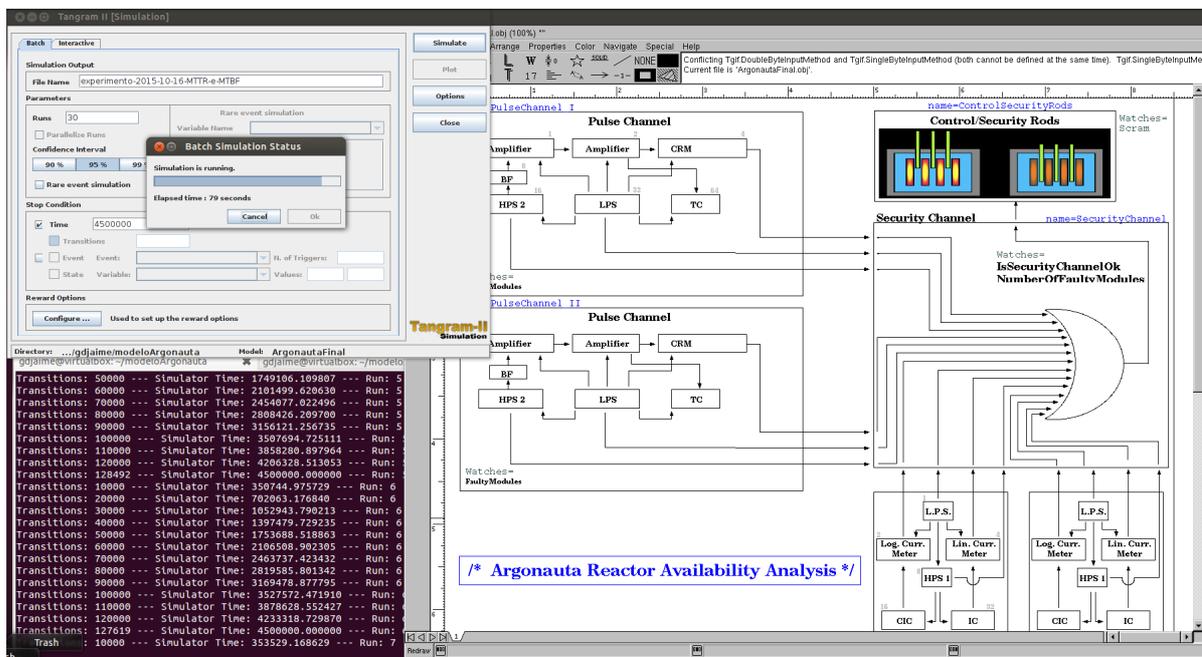


Figura 35: Captura de tela realizada durante a simulação.

Os resultados indicam uma disponibilidade de aproximadamente 90%, para todo o sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa. A suposição feita, de que cada canal de diferente tipo possua um canal de reserva, está de acordo com os requisitos mínimos de segurança estabelecidos para a operação do reator. Cabe observar, que sem os canais de reserva, a disponibilidade do sistema de instrumentação nuclear cairia para um valor de 42,52%, o que, na prática, inviabilizaria a operação do reator de pesquisa.

Finalmente, é apresentado o gráfico da figura 36, que mostra o comportamento da disponibilidade do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa em função do MTTR. Foi utilizada a equação (2.36), com o valor do MTBF igual ao encontrado (1.245,55 horas), para a construção do gráfico. A influência dos fatores sócio-técnicos na manutenção deste sistema, afetando seu MTTR e, conseqüentemente, sua disponibilidade, será discutida nas seções seguintes.

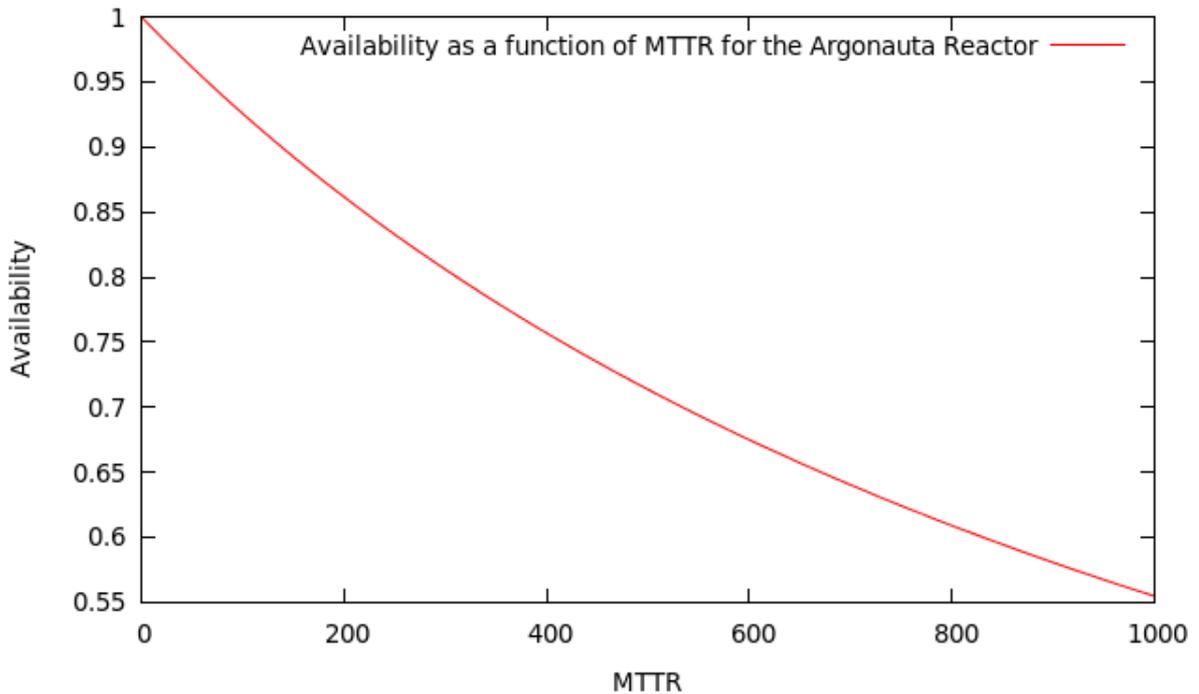


Figura 36: Gráfico da disponibilidade do sist. inst. nuclear em função do MTTR.

5.5 Os Fatores Sócio-Técnicos

Os fatores sócio-técnicos são todos aqueles fatores, presentes no ambiente de trabalho, que podem de alguma forma influenciar o desempenho dos trabalhadores, quando estes estão interagindo com sistemas, equipamentos, outros trabalhadores, procedimentos, organização e etc., durante a execução de suas tarefas. A discussão sobre estes fatores, também conhecidos como fatores humanos e organizacionais que afetam o desempenho dos trabalhadores (FADs), foi amplamente realizada na seção 2.6, com uma descrição geral e alguns exemplos destes fatores.

Para este estudo, deverão ser pesquisados e analisados os fatores sócio-técnicos que afetam o trabalho de manutenção do sistema de instrumentação nuclear de um reator de pesquisa.

5.5.1 Fatores Sócio-Técnicos Presentes no Trabalho de Manutenção

A pesquisa foi realizada com o objetivo de elencar os fatores sócio-técnicos que possam influenciar no trabalho de manutenção de um reator nuclear de pesquisa. Entretanto, não foi encontrada na literatura qualquer referência que abordasse, especificamente, este tema. As referências pesquisadas somente tratavam dos fatores presentes no trabalho de operação de um reator nuclear. Cabe destacar, que foram encontradas referências que tratavam dos fatores presentes no trabalho de manutenção, tanto no caso geral, como em determinadas aplicações a uma planta industrial ou sistema.

Assim, conforme o exposto acima foi elencado um total de 30 fatores sócio-técnicos, que podem influenciar no trabalho de manutenção de um sistema ou equipamento. Os fatores elencados foram os seguintes:

- 1) Complexidade das tarefas.
- 2) Estresse na realização das tarefas.
- 3) Alta carga de trabalho.
- 4) Falta de experiência.
- 5) Pouco conhecimento para a realização das tarefas.
- 6) Falta de treinamento.
- 7) Falta de ou má comunicação entre os membros da equipe.
- 8) Falta de aptidão para o trabalho em equipe.
- 9) Pouco tempo disponível para a realização das tarefas.
- 10) Indisponibilidade de ferramentas de trabalho.
- 11) Ruído no local de trabalho.
- 12) Temperatura elevada no local de trabalho.
- 13) Iluminação não adequada no ambiente de trabalho.
- 14) Falta de adequação da organização na infraestrutura necessária para a realização das tarefas.
- 15) Ausência de procedimentos que auxiliem na realização das tarefas.

- 16) Conflitos de prioridades na realização das tarefas.
- 17) Falta de recursos para adquirir componentes e materiais.
- 18) Supervisão inadequada na realização das tarefas.
- 19) Planejamento inapropriado das tarefas a serem realizadas.
- 20) Dificuldade de acesso aos controles e componentes dos equipamentos.
- 21) Dificuldade de visualização dos controles e componentes dos equipamentos.
- 22) Falta de condições para tomadas de decisão.
- 23) Má conservação das ferramentas e instrumentos utilizados na realização das tarefas.
- 24) Restrições físicas do local de trabalho.
- 25) Ausência de controles administrativos.
- 26) Grande número de objetivos simultâneos para a realização das tarefas.
- 27) Layout inadequado do ambiente de trabalho.
- 28) Ausência de padronização no projeto da instrumentação.
- 29) Ausência de identificação dos controles e componentes da instrumentação.
- 30) Ausência de pontos de teste no projeto da instrumentação.

É importante ressaltar, que os 30 fatores sócio-técnicos pesquisados se referem ao trabalho de manutenção de um modo geral. Portanto, estes fatores deverão ser validados por um grupo de especialistas com experiência em operação e manutenção de reatores nucleares de pesquisa. O objetivo deste procedimento é o de verificar quais fatores, entre os trinta elencados acima, mais influenciam no trabalho de manutenção do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa.

5.5.2 Fatores Sócio-Técnicos Escolhidos pelos Especialistas

A seleção do grupo de especialistas foi realizada por meio de um questionário (Apêndice 1), onde numa primeira etapa, foi feita a identificação do perfil dos trabalhadores que realizam o serviço de manutenção do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa. O questionário foi enviado para um total de 11 trabalhadores, tendo sido respondido por 8 destes trabalhadores.

Com base nas respostas obtidas na primeira etapa do questionário, foram adotados os seguintes critérios para a seleção do grupo de especialistas:

- a) formação técnica: engenheiro elétrico/eletrônico ou técnico elétrico/eletrônico;

- b) atividade principal: manutenção de sistemas e equipamentos ou operação do reator nuclear de pesquisa;
- c) tempo de experiência na atividade de trabalho: maior ou igual a 10 anos;
- d) local de trabalho: Serviço de Instrumentação ou Serviço do Reator Argonauta.

Segundo os critérios adotados foram selecionados oito especialistas, os mesmos que responderam ao questionário, tendo sido atribuído a estes especialistas o mesmo nível de importância, em função das respostas obtidas na primeira etapa do questionário.

A segunda etapa do questionário teve por objetivo identificar, entre os 30 fatores sócio-técnicos elencados anteriormente, aqueles fatores que mais influenciavam na execução do trabalho de manutenção do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa. Com base nas respostas obtidas nesta segunda etapa, foi feita uma planilha mostrando a frequência de escolha de cada um dos fatores pelos oito especialistas selecionados. A tabela 6 mostra a planilha com as frequências de escolha encontradas para os 30 fatores sócio-técnicos elencados.

Uma análise preliminar da planilha mostra, que dos 30 fatores sócio-técnicos elencados, seis não foram escolhidos por nenhum dos oito especialistas. Assim, estes seis fatores serão excluídos, restando um total de 24 fatores para serem selecionados.

No final do século XIX, o economista italiano VILFREDO PARETO realizou estudos e desenvolveu modelos para descrever a distribuição desigual das riquezas. Ele chegou à conclusão de que 20% da população (poucos mais vitais) ficavam com 80% da arrecadação, enquanto que para os outros 80% da população (muitos e triviais) restavam, apenas, 20%. Esta análise ficou conhecida como o Princípio de Pareto. Posteriormente, este princípio foi generalizado, sendo atualmente aplicado a diversas áreas de conhecimento (JURAN, 1994).

Aplicando o Princípio de Pareto aos 24 fatores restantes, teremos 20% de 24 fatores, que é igual a 4,8, significando que cinco fatores devem ser escolhidos. Dessa forma, foram escolhidos os cinco fatores sócio-técnicos que obtiveram a maior frequência de escolha entre os especialistas. Cabe observar, que os cinco fatores escolhidos obtiveram uma frequência de escolha maior ou igual a quatro, indicando que foram selecionados por pelo menos quatro dos oito especialistas. Os cinco fatores escolhidos estão marcados em negrito na tabela 6.

Tabela 6: Planilha dos fatores sócio-técnicos escolhidos pelos especialistas.

Fatores Sócio-Técnicos no Trabalho de Manutenção	Frequência de escolha do fator
Complexidade das tarefas	3
Estresse na realização das tarefas	1
Alta carga de trabalho	0
Falta de experiência	2
Falta de treinamento	6
Pouco conhecimento para a realização das tarefas	2
Falta de ou má comunicação entre os membros da equipe	1
Falta de aptidão para o trabalho em equipe	0
Pouco tempo disponível para a realização das tarefas	1
Indisponibilidade de ferramentas de trabalho	2
Ruído no local de trabalho	1
Falta de adequação da organização na infraestrutura necessária para a realização das tarefas	4
Ausência de procedimentos que auxiliem na realização das tarefas	1
Conflitos de prioridades na realização das tarefas. Por exemplo: produtividade x segurança	3
Falta de recursos para adquirir componentes e materiais	7
Supervisão inadequada na realização das tarefas	0
Planejamento inapropriado das tarefas a serem realizadas	1
Dificuldade de acesso aos controles e componentes dos equipamentos	1
Dificuldade de visualização dos controles e componentes dos equipamentos	0
Falta de condições para tomadas de decisão	1
Má conservação das ferramentas e instrumentos utilizados na realização das tarefas	5
Restrições físicas do local de trabalho	5
Temperatura elevada no local de trabalho	1
Iluminação não adequada no ambiente de trabalho	3
Layout inadequado do ambiente de trabalho	1
Ausência de identificação dos controles e componentes da instrumentação	1
Ausência de controles administrativos	0
Grande número de objetivos simultâneos para a realização das tarefas	1
Ausência de padronização no projeto da instrumentação	0
Ausência de pontos de teste no projeto da instrumentação	3

5.6 Análise dos Fatores Sócio-Técnicos Escolhidos

Na seção anterior, foram identificados os fatores sócio-técnicos que mais influenciam na execução do trabalho de manutenção do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa. Entre os 24 fatores identificados pelos especialistas, foram escolhidos os cinco principais fatores, que estão listados abaixo:

- a) Falta de treinamento.
- b) Falta de adequação da organização na infraestrutura necessária para a realização das tarefas.
- c) Falta de recursos para adquirir componentes e materiais.
- d) Má conservação das ferramentas e instrumentos utilizados na realização das tarefas.
- e) Restrições físicas do local de trabalho.

A análise da influência dos cinco fatores escolhidos no tempo gasto para a realização das tarefas de manutenção do sistema de instrumentação nuclear, afetando seu MTTR e, conseqüentemente, sua disponibilidade, será feita a seguir.

5.6.1 Hierarquização dos Fatores Sócio-Técnicos Escolhidos

Para analisar a influência dos cinco fatores sócio-técnicos escolhidos no tempo gasto no trabalho de manutenção do sistema de instrumentação nuclear, é necessário que estes fatores sejam hierarquizados conforme seu grau de importância. A hierarquização dos fatores será realizada com o auxílio de um método *fuzzy* de decisão.

Uma grande variedade de métodos *fuzzy* de decisão utilizando a opinião de especialistas pode ser encontrada na literatura. Entre estes, podemos citar os seguintes: COSENZA (1981), LIANG e WANG (1991), HSU e CHEN (1996), YAGER (2000) e MARTINS (2008). Esses métodos de decisão utilizam a teoria dos conjuntos *fuzzy* para encontrar a melhor alternativa de acordo com os critérios estabelecidos, a partir de uma certa quantidade de informações dada pelos especialistas.

HSU e CHEN (1996) desenvolveram um método *fuzzy* de decisão baseado em um procedimento para a agregação das opiniões dos especialistas, utilizando o conceito

de números *fuzzy*. O método foi utilizado com sucesso por BELCHIOR (1997) para avaliação da qualidade de software e por MORÉ (2004), que propôs um método de avaliação da confiabilidade humana em ensaios não destrutivos por ultrassom.

GRECCO (2012) utilizou o método de HSU e CHEN (1996) para avaliação da resiliência em organizações que lidam com tecnologias perigosas. A metodologia proposta por GRECCO (2012), para a determinação do grau de importância dos indicadores de resiliência organizacional, será adotada, com as devidas adaptações, na hierarquização dos cinco fatores sócio-técnicos escolhidos.

Os cinco fatores sócio-técnicos escolhidos serão as variáveis linguísticas do método. A definição dos termos linguísticos levou em consideração a relevância dos fatores em relação ao tempo gasto no trabalho de manutenção do sistema de instrumentação nuclear. Assim, os termos linguísticos foram definidos em função de seu grau de relevância. Os termos linguísticos utilizados foram os seguintes:

- **Muito Relevante (MR):** o fator escolhido tem muita influência no tempo gasto no trabalho de manutenção do sistema de instrumentação nuclear.
- **Relevante (R):** o fator escolhido tem influência no tempo gasto no trabalho de manutenção do sistema de instrumentação nuclear.
- **Pouco Relevante (PR):** o fator escolhido tem pouca influência no tempo gasto no trabalho de manutenção do sistema de instrumentação nuclear.

Dessa forma, foi elaborado um segundo questionário (Apêndice 2), onde os especialistas indicavam, para cada um dos cinco fatores escolhidos, o grau de relevância do fator em relação ao tempo gasto no trabalho de manutenção do sistema de instrumentação nuclear. Com base nas respostas obtidas neste segundo questionário, foi feita uma planilha mostrando as frequências de escolha dos graus de relevância de cada um dos cinco fatores pelos oito especialistas selecionados. A tabela 7 mostra a planilha com as frequências de escolha dos graus de relevância encontradas para os cinco fatores sócio-técnicos escolhidos.

Tabela 7: Planilha das frequências de escolha dos graus de relevância dos fatores.

Fatores Sócio-Técnicos Escolhidos	Grau de Relevância		
	MR	R	PR
Falta de treinamento	5	3	0
Falta de adequação da organização na infraestrutura necessária para a realização das tarefas	3	4	1
Falta de recursos para adquirir componentes e materiais	7	1	0
Má conservação das ferramentas e instrumentos utilizados na realização das tarefas	5	2	1
Restrições físicas do local de trabalho	2	3	3

Os termos linguísticos serão representados por números *fuzzy* triangulares, que irão representar o grau de relevância dos cinco fatores sócio-técnicos escolhidos. Números *fuzzy* triangulares tratam muito bem informações com alto grau de incerteza e de indefinição, como são as variáveis linguísticas que traduzem as opiniões de especialistas (PEDRYCZ, 1994). Estes números podem ser expressos na forma de um terno ordenado (a, b, c), conforme mostrado na figura 37.

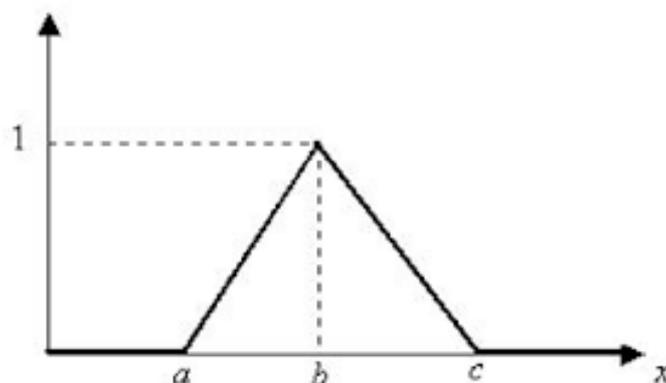


Figura 37: Representação gráfica de um número *fuzzy* triangular.

A tabela 8 mostra os números *fuzzy* triangulares escolhidos para representar os termos linguísticos e na figura 38 é apresentado o gráfico das funções de pertinência destes números.

Tabela 8: Números *fuzzy* usados para os termos linguísticos.

Grau de relevância	Simbologia	Termo linguístico	Número <i>fuzzy</i> triangular
0,0	PR	Pouco Relevante	$N_1 = (0,0,1)$
1,0	R	Relevante	$N_2 = (0,1,2)$
2,0	MR	Muito Relevante	$N_3 = (1,2,2)$

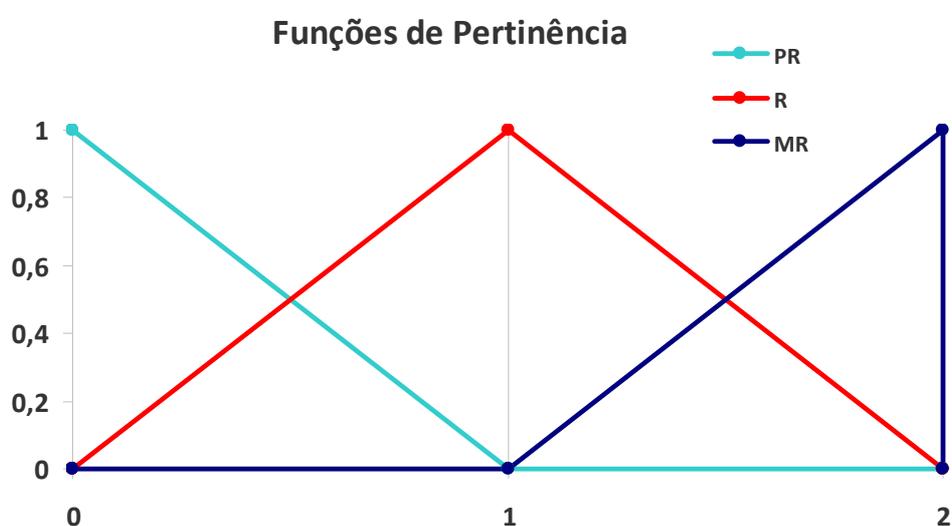


Figura 38: Gráfico das funções de pertinência.

A aplicação do método proposto por HSU e CHEN (1996) envolve o tratamento dos dados coletados dos especialistas, na avaliação dos graus de relevância dos cinco fatores sócio-técnicos. Este tratamento de dados é composto pelas seguintes etapas:

- 1) encontrar as áreas de união e de interseção das opiniões *fuzzy*;
- 2) cálculo do grau de concordância entre as opiniões;
- 3) construção da matriz de concordância;
- 4) cálculo da concordância relativa;
- 5) cálculo do grau de concordância relativa;
- 6) cálculo do coeficiente de consenso dos especialistas;
- 7) determinação do valor *fuzzy* de cada um dos cinco fatores sócio-técnicos escolhidos.

As tabelas 9 e 10 mostram, respectivamente, os valores das áreas de interseção e de união das opiniões *fuzzy*. Cabe observar, que estas áreas foram encontradas com o auxílio do gráfico da figura 38.

Tabela 9: Valores das áreas de interseção das opiniões *fuzzy*.

OPINIÃO	PR	R	MR
PR	0,5	0,25	0
R	0,25	1,0	0,25
MR	0	0,25	0,5

Tabela 10: Valores das áreas de união das opiniões *fuzzy*.

OPINIÃO	PR	R	MR
PR	0,5	1,25	1,0
R	1,25	1,0	1,25
MR	1,0	1,25	0,5

O cálculo do grau de concordância entre as opiniões (*GC*) é feito combinando-se os julgamentos dos especialistas E_i e E_j , por meio da razão entre a área de interseção (A_I) e a área de união (A_U) de suas funções de pertinência. Assim, teremos:

$$GC_{ij} = \frac{A_I}{A_U} \quad (5.1)$$

A matriz de concordância (*MC*) é obtida através da combinação de todos os graus de concordância entre cada par de especialistas E_i e E_j . No caso de $i = j$, $GC_{ij} = 1$. Dessa forma, como foram selecionados oito especialistas, a matriz de concordância será uma matriz simétrica ($GC_{ij} = GC_{ji}$) de 8 linhas e 8 colunas, com todos os elementos de

sua diagonal iguais a 1. O aspecto geral da matriz de concordância é apresentado abaixo.

$$MC = \begin{bmatrix} 1 & GC_{12} & \cdots & GC_{1j} & \cdots & GC_{1n} \\ \vdots & \vdots & & \vdots & & \vdots \\ GC_{i1} & GC_{i2} & \cdots & GC_{ij} & \cdots & GC_{in} \\ \vdots & \vdots & & \vdots & & \vdots \\ GC_{n1} & GC_{n2} & \cdots & GC_{nj} & \cdots & 1 \end{bmatrix}$$

O cálculo da concordância relativa de cada um dos oito especialistas (CR_i) é feito através da média quadrática dos graus de concordância entre eles, utilizando-se os dados da matriz de concordância. Sendo n o número de especialistas, teremos a seguinte expressão para a concordância relativa:

$$CR_i = \sqrt{\frac{1}{n-1} \cdot \sum_{j=1}^n (GC_{ij})^2} \quad (5.2)$$

O cálculo do grau de concordância relativa de cada um dos oito especialistas (GCR_i), em relação aos demais, é feito através da média ponderada da concordância relativa de cada especialista (CR_i). Teremos então:

$$GCR_i = \frac{CR_i}{\sum_{k=1}^n CR_k} \quad (5.3)$$

O coeficiente de consenso de cada especialista (CCE_i) é obtido utilizando-se os valores do grau de concordância relativa (GCR_i) e o grau de importância do especialista. Conforme discutido na seção 5.5.2, foi atribuído aos especialistas selecionados o mesmo nível de importância. Sendo assim, teremos que:

$$CCE_i = GCR_i \quad (5.4)$$

Uma vez encontrado o coeficiente de consenso dos oito especialistas, o valor *fuzzy* de cada um dos cinco fatores sócio-técnicos escolhidos (N) é determinado através da seguinte expressão:

$$N = \sum_{i=1}^n (CCE_i \cdot n_i) \quad (5.5)$$

Onde n_i é o número *fuzzy* triangular relativo aos termos linguísticos (PR, R, MR) utilizados pelos especialistas na avaliação dos cinco fatores sócio-técnicos escolhidos. Cabe ressaltar, que N também será um número *fuzzy* triangular.

Os cálculos foram realizados em uma planilha no Excel (Apêndice 3). Os números *fuzzy* encontrados para os cinco fatores sócio-técnicos escolhidos estão mostrados na tabela 11.

Tabela 11: Números *fuzzy* obtidos para os fatores sócio-técnicos.

Fatores Sócio-Técnicos Escolhidos	Número <i>Fuzzy</i> Triangular (N)		
	a	b	c
Falta de treinamento	0,68	1,68	2,00
Falta de adequação da organização na infraestrutura necessária para a realização das tarefas	0,37	1,29	1,93
Falta de recursos para adquirir componentes e materiais	0,94	1,94	2,00
Má conservação das ferramentas e instrumentos utilizados na realização das tarefas	0,74	1,67	1,93
Restrições físicas do local de trabalho	0,21	0,82	1,61

Para realizar a hierarquização dos cinco fatores sócio-técnicos escolhidos, é calculado o grau de relevância de cada um destes fatores. O grau de relevância de cada fator (GRF_i) é obtido através da normalização dos valores desses fatores. Esta normalização é feita utilizando-se a seguinte expressão:

$$GRF_i = \frac{b_i}{\text{maior}(b)} \quad (5.6)$$

Na equação acima, $maior(b)$ é o maior valor de b obtido do número *fuzzy* triangular, encontrado para cada fator sócio-técnico. A escolha de b_i deve-se ao fato deste valor corresponder a um grau de pertinência igual a 1 (figura 37). Portanto, GRF será o valor *crisp* de cada um dos fatores.

A análise dos resultados obtidos na tabela 11 indica que o maior valor de b ocorre no fator “falta de recursos para adquirir componentes e materiais”. Assim, temos que $maior(b) = 1,94$, acarretando num grau de relevância igual a 1 para este fator. A tabela 12 mostra a hierarquização, em ordem decrescente, dos cinco fatores sócio-técnicos escolhidos, de acordo com o grau de relevância do fator.

Tabela 12: Hierarquização dos fatores sócio-técnicos.

Fatores Sócio-Técnicos Escolhidos	GRF
1. Falta de recursos para adquirir componentes e materiais	1,00
2. Falta de treinamento	0,87
3. Má conservação das ferramentas e instrumentos utilizados na realização das tarefas	0,86
4. Falta de adequação da organização na infraestrutura necessária para a realização das tarefas	0,66
5. Restrições físicas do local de trabalho	0,42

5.6.2 A Influência dos Fatores na Disponibilidade do Sist. Inst. Nuclear

A hierarquização dos cinco fatores sócio-técnicos escolhidos mostra, segundo a opinião dos especialistas, a ordem de influência de cada um dos fatores no tempo gasto para a realização das tarefas de manutenção do sistema de instrumentação nuclear. Como todos os fatores exercem, com um maior ou um menor grau de relevância, influência no tempo gasto com este trabalho de manutenção, é necessário quantificar a

influência exercida por cada um destes fatores neste tempo. Assim, devem ser encontrados os percentuais de influência dos fatores neste tempo.

Para a obtenção dos percentuais de influência dos fatores foram utilizados os graus de relevância, encontrados para cada um dos cinco fatores sócio-técnicos escolhidos. A tabela 13 mostra, em ordem decrescente, os percentuais de influência dos fatores no tempo gasto com o trabalho de manutenção do sistema de instrumentação nuclear.

Tabela 13: Percentuais de influência dos fatores sócio-técnicos.

Fatores Sócio-Técnicos Escolhidos	GRF	Influência do Fator (%)
Falta de recursos para adquirir componentes e materiais	1,00	26,25
Falta de treinamento	0,87	22,83
Má conservação das ferramentas e instrumentos utilizados na realização das tarefas	0,86	22,57
Falta de adequação da organização na infraestrutura necessária para a realização das tarefas	0,66	17,32
Restrições físicas do local de trabalho	0,42	11,02
TOTAL (Σ)	3,81	100,00

Na tabela acima, os percentuais de influência dos fatores foram obtidos dividindo-se o grau de relevância do fator pelo somatório de todos os graus de relevância dos fatores (3,81). Deve ser observado, que a soma dos percentuais dos três primeiros fatores corresponde a uma influência de mais de 70% no tempo gasto com o trabalho de manutenção do sistema de instrumentação nuclear.

Conforme visto na seção 5.4.2, foi encontrada uma disponibilidade de 90,21% para o sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa. Como este sistema é composto por um total de 21 módulos interligados (figura 30), sendo dez de diferentes tipos, seria útil identificar os módulos que apresentaram uma disponibilidade abaixo de 90%. Portanto, devem ser identificados aqueles módulos, cuja disponibilidade tenha sido inferior a encontrada para o sistema como um todo.

Na seção 5.3, foram encontradas as disponibilidades dos dez módulos do sistema de instrumentação nuclear (tabela 5). Como foi observado, somente três módulos

apresentaram disponibilidades inferiores a 90% no período considerado. Os módulos e suas disponibilidades são os seguintes:

- 1) Fonte de alta tensão 1 (9030A) – 86,51%.
- 2) Canal de segurança (9040) – 89,53%.
- 3) Medidor de corrente linear (9038) – 89,88%.

Entre os três módulos que apresentaram disponibilidades inferiores a 90%, foi também verificada a ocorrência dos maiores intervalos de tempo para a realização do trabalho de manutenção dos módulos (tabela 2). Dessa forma, seria relevante identificar as ordens de serviço (OS) que tiveram uma maior influência no total de horas de manutenção de cada um dos três módulos. A tabela 14 mostra as ordens de serviço, com suas durações, selecionadas para os três módulos.

Tabela 14: Ordens de serviço selecionadas.

MÓDULOS	Total de horas (manutenção)	OS	Total de horas (OS)	DISP (%)
Fonte de alta tensão 1	608	2003-3	376	86,51
Canal de segurança	472	2009-1	464	89,53
Medidor de corrente linear	456	2004-4	112	89,88

Como pode ser visto na tabela acima, as ordens de serviço 2003-3 e 2009-1 tiveram uma grande influência no total de horas de manutenção da fonte de alta tensão 1 e do canal de segurança, sendo responsáveis, respectivamente, por 62% e 98% deste total de horas. Já a ordem de serviço 2004-4 teve uma menor influência no total de horas de manutenção do medidor de corrente linear, sendo responsável por 25% deste total de horas. Cabe observar, que este módulo foi o que apresentou o maior número de ordens de serviço (reparos).

Assim, foram selecionadas as ordens de serviço que mais influenciaram no total de horas de manutenção dos três módulos, afetando o MTTR e, conseqüentemente, a disponibilidade destes módulos. As ordens de serviço selecionadas foram as que tiveram as maiores durações, entre todas as 29 ordens de serviço dos módulos do sistema de instrumentação nuclear. Vale destacar, que a duração destas ordens de serviço influenciou não apenas na disponibilidade destes módulos, mais também na disponibilidade de todo o sistema de instrumentação nuclear.

CAPÍTULO 6: CONCLUSÕES, LIMITAÇÕES DA PESQUISA E SUGESTÕES PARA TRABALHOS FUTUROS

Neste capítulo são apresentadas as conclusões, as limitações da pesquisa e as sugestões para trabalhos futuros. As conclusões buscam mostrar que os objetivos do trabalho de tese foram atendidos, além de evidenciar a validade e as contribuições desta tese.

6.1 Conclusões

Esta tese teve por objetivo propor um método para a análise da manutenção do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa ARGONAUTA, utilizando uma abordagem sócio-técnica com foco nas condições existentes atualmente no Brasil. A fim de realizar esta análise, foi elaborada uma estrutura metodológica com o intuito de atender aos objetivos específicos elencados no capítulo 1. Assim, na primeira fase desta análise, foi gerado um banco de dados de parâmetros técnicos relacionados com a confiabilidade e a manutenibilidade de cada um dos módulos que fazem parte do sistema de instrumentação nuclear. O banco de dados gerado encontra-se estruturado nas tabelas 3, 4 e 5 da seção 5.3. Em seguida, foi feito o diagrama de blocos do sistema de instrumentação nuclear, mostrando todas as interligações entre os seus 21 módulos. O cálculo da disponibilidade, do MTBF e do MTTR deste sistema foi realizado com o auxílio do programa TANGRAM-II. Posteriormente, na segunda fase desta análise, foram escolhidos os cinco principais fatores sócio-técnicos que poderiam afetar a disponibilidade deste sistema. Ao final, foi verificada a influência de cada um destes fatores na disponibilidade do sistema de instrumentação nuclear.

É importante destacar, que a abordagem sócio-técnica proposta neste trabalho de tese é original e inédita, no contexto da análise da manutenção de um sistema ou equipamento. Vale observar, que não foram encontradas na literatura referências que levassem em consideração a influência dos fatores sócio-técnicos neste tipo de análise. As referências encontradas consideravam apenas os aspectos técnicos na análise da manutenção de um sistema ou equipamento. A análise feita nesta tese levou em consideração não apenas os aspectos técnicos dos módulos que compõem o sistema de

instrumentação nuclear, mas também os aspectos humanos e organizacionais (fatores sócio-técnicos) que poderiam afetar a disponibilidade deste sistema.

Conforme discutido no capítulo 2, o MTBF é um parâmetro de natureza técnica, que diz respeito a um dado sistema ou equipamento. Sendo assim, a disponibilidade de um sistema ou equipamento irá depender, basicamente, do seu MTTR. Esta tese fez uma análise da influência dos cinco fatores sócio-técnicos escolhidos no MTTR e, por consequência, na disponibilidade do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa. Portanto, seria relevante propor ações no sentido de aumentar a disponibilidade encontrada para este sistema.

As ações propostas devem ter relação com os cinco fatores sócio-técnicos escolhidos. Assim, a implementação destas ações teria como objetivo aumentar a disponibilidade do sistema de instrumentação nuclear. Cabe ressaltar, que as ações propostas poderiam ser implementadas sem qualquer tipo de ônus para a instituição responsável pelo reator de pesquisa. As ações propostas são as seguintes:

- 1) Elaboração de um programa de treinamento dirigido aos técnicos responsáveis pela manutenção do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa.
- 2) Elaboração de um programa de conscientização quanto ao uso correto e à conservação das ferramentas e instrumentos utilizados na realização das tarefas.
- 3) Disponibilizar locais de trabalho adequados para a realização das tarefas de manutenção do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa.

De modo geral, os resultados esperados com a implementação destas ações seriam os de adequar as necessidades de manutenção do sistema de instrumentação nuclear com os aspectos humanos e organizacionais característicos da instituição pública, a qual o reator de pesquisa pertence.

Finalmente, deve-se enfatizar que o método proposto neste trabalho de tese pode ser aplicado, com sucesso, na análise da manutenção de qualquer tipo de sistema ou equipamento em organizações de diferentes áreas, não estando sua aplicação, portanto, restrita à área nuclear.

6.2 Limitações da Pesquisa e Sugestões para Trabalhos Futuros

As maiores limitações dessa pesquisa foram as dificuldades encontradas na obtenção dos dados de manutenção dos módulos do sistema de instrumentação nuclear. Conforme descrito no capítulo 5, foi utilizado o programa de OS para o levantamento destes dados. Entretanto, verificou-se que em alguns casos as datas de início e ou de término das ordens de serviço não estavam disponíveis no programa. Assim, nesses casos foi necessário recorrer às ordens de serviço impressas em papel, ou aos técnicos responsáveis pelo serviço de manutenção dos módulos, a fim de se obter estas informações. Vale destacar, que a obtenção das durações das ordens de serviço viabilizou a geração do banco de dados de parâmetros técnicos dos módulos do sistema de instrumentação nuclear.

Como sugestões para trabalhos futuros, podem ser propostos os seguintes:

- 1) Aplicação do método para o cálculo da disponibilidade do sistema de instrumentação nuclear do Reator Multipropósito Brasileiro (RMB).
- 2) Identificar os fatores sócio-técnicos que possam afetar a disponibilidade do sistema de instrumentação nuclear do Reator Multipropósito Brasileiro (RMB).
- 3) Aplicar o método para o cálculo da disponibilidade de um sistema ou equipamento, utilizando outras distribuições de probabilidade para modelar os tempos de falha e de reparo.
- 4) Aplicar o método *fuzzy* de decisão aos 30 fatores sócio-técnicos que foram inicialmente elencados, levando em consideração o grau de importância dos especialistas.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- ABNT – ASSOCIAÇÃO BRASILEIRA DE NORMAS TÉCNICAS – NBR-5462. *Confiabilidade e manutenibilidade*. Rio de Janeiro, 1994.
- ALMEIDA, M. T. “Manutenção preditiva: confiabilidade e qualidade”. *Revista Indústria em Foco*, n. 1, 2007.
- API – AMERICAN PETROLEUM INSTITUTE – PUBLICATION 770. *A Manager’s Guide to Reducing Human Errors. Improving Human Performance in the Process Industries*. Washington, D.C., 2001.
- BELCHIOR, A. D. *Um modelo fuzzy para avaliação da qualidade de software*. Tese de Doutorado – Programa de Engenharia de Sistemas e Computação, COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ, 1997.
- CARDOSO, E. M. *Apostila Educativa: Energia Nuclear*. Rio de Janeiro: CNEN, 2001. Disponível em: < <http://www.cnem.gov.br/ensino/apostilas/energia.pdf> >.
- COSENZA, C. A. N. *An Industrial Location Model*. Working Paper. Martin Centre for Architectural and Urban Studies, Cambridge University, Cambridge, 1981.
- DE SOUZA E SILVA, E. ; FIGUEIREDO, D. R. ; LEÃO, R. M. M. “The Tangram-II integrated modeling environment for computer systems and networks”. *ACM SIGMETRICS Performance Evaluation Review* , v. 36, n. 4, pp. 64-69, 2009.
- DOUGHERTY, E. “Human errors of commission revisited: an evaluation of the ATHEANA approach”. *Reliability Engineering and Systems Safety*, v. 60, pp. 71-80, 1998.
- EMBREY, D. E. *et al. SLIM-MAUD: an approach to assessing human error probabilities using structured expert judgment*. NUREG/CR-3518, Department of Nuclear Energy, New York, 1984.
- FOGLIATTO, F. S.; RIBEIRO, J. L. D. *Confiabilidade e Manutenção Industrial*. Rio de Janeiro, Elsevier, 2009.
- GALINDO, H. S. C. *et al.* “Reactores nucleares de investigación en operación en el mundo”. *Contacto Nuclear*, n. 61, pp. 9-16, 2011.
- GERTMAN, D. I. *et al. Review of findings for human performance contribution to risk in operation events*. NUREG/CR-6753, U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C., 2002.
- GERTMAN, D. I. *et al. The SPAR-H Human Reliability Analysis Method*. NUREG/CR-6883, U. S. Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Regulatory Research, Washington, D.C., 2005.
- GIL, A. C. *Métodos e Técnicas de Pesquisa Social*. São Paulo, Atlas, 1999.

- GRECCO, C. H. S. *Avaliação da resiliência em organizações que lidam com tecnologias perigosas: o caso da expedição de radiofármacos*. Tese de Doutorado – Programa de Engenharia de Produção, COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ, 2012.
- HEWITT, G. F.; COLLIER, J. G. *Introduction to Nuclear Power*. 2 ed. New York, Taylor & Francis, 2000.
- HOLLNAGEL, E. *Cognitive Reliability and Error Analysis Method (CREAM)*. Oxford, Elsevier, 1998.
- HSE – HEALTH AND SAFETY EXECUTIVE. *Improving maintenance a guide to reducing human error*. London, UK: 2000.
- HSU, H. M. ; CHEN, C. T. “Aggregation of fuzzy opinions under group decision making”. *Fuzzy Sets and Systems*, v. 79, pp. 279-285, 1996.
- IAEA – INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY – TECDOC 636. *Manual on reliability data collection for research reactor PSAs*. Vienna, IAEA: 1992.
- IAEA – INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY – TECDOC 930. *Generic component reliability data for research reactor PSA*. Vienna, IAEA: 1997.
- IEN – INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR – Histórico. Disponível em: < <http://www.ien.gov.br> >. Acesso em: 13 de novembro de 2013.
- IEN – INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR – Reator ARGONAUTA. Disponível em: < <http://www.ien.gov.br> >. Acesso em: 14 de novembro de 2013.
- IEN – INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR – Relatório Técnico. *Manual de Operação do Reator Argonauta*. Rio de Janeiro: IEN/CNEN, 1990.
- IEN – INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR – Relatório Técnico. *Manutenção do Reator Argonauta*. Rio de Janeiro: IEN/CNEN, 1991.
- IPEN – INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES – Reator IEA-R1. Disponível em: < <https://www.ipen.br> >. Acesso em: 18 de outubro de 2013.
- IPEN – INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES – Reator IPEN/MB-01. Disponível em: < <https://www.ipen.br> >. Acesso em: 24 de outubro de 2013.
- IRESON, W.; COOMBS, C.; MOSS, R. *Handbook of Reliability Engineering and Management*. New York, McGraw Hill, 1996.
- JAIME, G. D. G. *Modelagem e análise de mecanismos para acesso de banda larga à Internet*. Dissertação de Mestrado – Programa de Engenharia de Sistemas e Computação, COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ, 2003.
- JURAN, J. M. *A Qualidade desde o Projeto*. 2 ed. São Paulo, Pioneira, 1994.

- KARIUKI, S. G. *Integrating Human Factors into Chemical Process Quantitative Risk Analysis*. Tese de D.Sc. – Technischen Universität Berlin, Berlin, 2007. Disponível em: < http://opus4.kobv.de/opus4_tuberlin/frontdoor/index/index/docId/1469 >.
- KIRWAN, B. *A Guide to Practical Human Reliability Assessment*. London, Taylor and Francis, 1994.
- KIRWAN, B.; AINSWORTH, L. *A Guide to Task Analysis*. London, Taylor and Francis, 1992.
- LAFRAIA, J. R. B. *Manual de Confiabilidade, Manutenibilidade e Disponibilidade*. Rio de Janeiro, Qualitymark, 2008.
- LAND – LABORATÓRIO DE MODELAGEM, ANÁLISE E DESENVOLVIMENTO DE REDES E SISTEMAS DE COMPUTAÇÃO – Sistema TANGRAM-II. Disponível em: < <http://www.land.ufrj.br> >. Acesso em: 15 de outubro de 2015.
- LEWIS, E. E. *Introduction to Reliability Engineering*. 2 ed. New York, John Wiley & Sons, 1996.
- LIANG, G. S. ; WANG, M. J. “A fuzzy multi-criteria decision-making method for facility site selection”. *Int. J. Prod. Res.*, v. 29, n. 11, pp. 2313-2330, 1991.
- LIMA, F. A.; CASTILHO, J. C. N. *Aspectos da manutenção dos equipamentos científicos da Universidade de Brasília*. Dissertação de Mestrado – Programa de Pós-Graduação em Administração, Universidade de Brasília, Brasília, DF, 2006.
- MARINO, R. C. A. *Confiabilidade: princípios gerais, teoria e aplicações*. Relatório Técnico. Rio de Janeiro: IEN/CNEN, 1985.
- MARTINS, G. M. *Uma contribuição ao gerenciamento de risco da segurança dos sistemas de transporte: um modelo fuzzy-hierárquico para a avaliação do nível de ameaça intencional a um sistema*. Tese de Doutorado – Programa de Engenharia de Transportes, COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ, 2008.
- MEISTER, D. *Human Factors in Reliability*. New York, McGraw Hill, 1990.
- MELLO, H. A.; INTRATOR, E. *O Reator Argonauta*. Rio de Janeiro: IEN/CNEN, 1965.
- MESQUITA, A. Z. *et al.* “Proposta de utilização do reator nuclear de pesquisa TRIGA IPR-R1 do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN) em pesquisa e treinamento”. In: *VI Congresso Nacional de Engenharia Mecânica – CONEM 2010*, Campina Grande, PB, 2010.
- MEYER, P. L. *Probabilidade Aplicações à Estatística*. 2 ed. Rio de Janeiro, Livros Técnicos e Científicos, 1983.
- MORÉ, J. D. *Aplicação da lógica fuzzy na avaliação da confiabilidade humana nos ensaios não destrutivos por ultra-som*. Tese de Doutorado – Programa de Engenharia Metalúrgica e de Materiais, COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ, 2004.

- MOUBRAY, J. *Reliability Centered Maintenance*. 2 ed. New York, Industrial Press Inc., 1997.
- MURRAY, R. L. *Energia Nuclear*. 2 ed. Curitiba, Hemus, 2004.
- NAKAJIMA, S. *Introduction to TPM: Total Productive Maintenance*. New York, Productivity Press, 1988.
- NASA – NATIONAL AERONAUTICS AND SPACE ADMINISTRATION. *Reliability Centered Maintenance Guide for Facilities and Collateral Equipment*. Washington, NASA: 2000.
- NÓBREGA, J. A. W. *Manual do Reator Argonauta*. Rio de Janeiro: IEN/CNEN, 1966.
- NOWLAN, S.; HEAP, H. *Reliability Centered Maintenance*. In: National Technical Information Service, US Department of Commerce, Virginia, 1978.
- OLIVEIRA, P. S. P. *et al.* “Base de dados de confiabilidade de componentes para os reatores de pesquisa IEA-R1 e IPEN/MB-01: objetivos, estrutura e conteúdo”. In: *International Nuclear Atlantic Conference – INAC 2002*, Rio de Janeiro, RJ, 2002.
- OLIVEIRA, P. S. P. *et al.* “Base de dados de confiabilidade de componentes para os reatores de pesquisa IEA-R1 e IPEN/MB-01: resultados e aplicações”. In: *International Nuclear Atlantic Conference – INAC 2005*, Santos, SP, 2005.
- PEDRYCZ, W. “Why triangular membership functions?”. *Fuzzy Sets and Systems*, v. 64, pp. 21-30, 1994.
- PINTO, A. K.; XAVIER, J. A. N. *Manutenção Função Estratégica*. 4 ed. Rio de Janeiro, Qualitymark, 2012.
- RASMUSSEN, J. *Skills, rules and knowledge: signals, signs and symbols and others distinctions in human performance models*. IEEE Transactions on Systems, Man and Cybernetics, 1987.
- RAUSAND, M.; HOYLAND, A. *System Reliability Theory: Models, Statistical Methods and Applications*. New York, John Wiley & Sons, 2004.
- REASON, J. *Human Error*. Cambridge, Cambridge University Press, 1994.
- ROCHA, A. *et al.* “Novas evoluções integradas à ferramenta Tangram-II v3.1”. In: *XXVII Simpósio Brasileiro de Redes de Computadores e Sistemas Distribuídos / Salão de Ferramentas*, pp. 33-40, 2009.
- ROSS, S. M. *Introduction to probability models*. 9 ed. San Diego, Academic Press, 2006.
- SANTOS, I. J. A. L. *et al.* *Metodologia para avaliação de interfaces de salas de controle avançadas de plantas industriais utilizando análise da confiabilidade humana*. Relatório Técnico. Rio de Janeiro: IEN/CNEN, 2006.

- SANTOS, I. J. A. L. *Metodologia para implementação de um programa de manutenibilidade em projetos de desenvolvimento de sistemas*. Dissertação de Mestrado – Coordenação de Pós-Graduação de Engenharia de Produção, Universidade Federal Fluminense, Niterói, RJ, 1998.
- SANTOS, I. J. A. L.; CARVALHO, P. V. R. *Análise ergonômica realizada na sala de controle do reator Argonauta do Instituto de Engenharia Nuclear*. Relatório Técnico. Rio de Janeiro: IEN/CNEN, 2001.
- SANTOS, I. J. A. L.; GRECCO, C. H. S.; CARVALHO, P. V. R. *Metodologia para análise da confiabilidade humana dos operadores de salas de controle de reatores nucleares: uma abordagem qualitativa e quantitativa*. Relatório Técnico. Rio de Janeiro: IEN/CNEN, 2005.
- SELLITTO, M. A. “Formulação estratégica da manutenção industrial com base na confiabilidade dos equipamentos”. *Revista Produção*, v. 15, n. 1, pp. 44-59, 2005.
- SLACK, N.; CHAMBERS, S.; JOHNSTON, R. *Administração da Produção*. 2 ed. São Paulo, Atlas, 2008.
- SOARES, M. *Relatório de avaliação da instrumentação do reator Argonauta*. Relatório Técnico. Rio de Janeiro: IEN/CNEN, 2002.
- SOUZA, C. N. *Aplicação da metodologia fuzzy na quantificação da probabilidade de erro humano em instalações nucleares*. Dissertação de Mestrado – Programa de Pós-Graduação em Tecnologia Nuclear, Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo, SP, 2010.
- SWAIN, A. D.; GUTTMANN, H. E. *Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications*. Final Report, Nuclear Regulatory Commission, International Atomic Energy Agency, 1983.
- SWAIN, A. D.; GUTTMANN, H. E. *Technical basis and implementation guidelines for a technique for human event analysis*. NUREG 1624, Nuclear Regulatory Commission, 1983.
- TAUHATA, L. *et al. Radioproteção e Dosimetria: Fundamentos*. Rio de Janeiro: IRD/CNEN, 2011.
- TORIZUKA, T. “Application of performance shaping factor (PSF) for work improvement in industrial plant maintenance tasks”. *International Journal of Industrial Ergonomics*, n. 28, pp. 225-236, 2001.
- USNRC – UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION – NUREG /CR-1278. *Handbook of human reliability analysis with emphasis on nuclear power plant applications – Final Report*. New York, USNRC: 2011.
- USNRC – UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION – NUREG 711. *Human factors engineering program review model*. New York, USNRC: 2012.

- VIANNA, A. M. F. “A methodological framework applied to the choice of the best method in replacement of nuclear systems”. In: *International Nuclear Atlantic Conference – INAC 2009*, Rio de Janeiro, RJ, 2009.
- VIANNA, A. M. F. “Application of deterministic and probabilistic methods in replacement of nuclear systems”. In: *International Nuclear Atlantic Conference – INAC 2007*, Santos, SP, 2007.
- VIANNA, A. M. F. *et al.* “Control room design of a nuclear reactor used to produce radioisotope”. In: *International Nuclear Atlantic Conference – INAC 2011*, Belo Horizonte, MG, 2011.
- VIANNA, A. M. F. *et al.* “Emergency control room design of a nuclear reactor used to produce radioisotope”. In: *International Nuclear Atlantic Conference – INAC 2015*, São Paulo, SP, 2015.
- VIANNA, A. M. F. *Política de substituição de equipamentos: métodos determinísticos e probabilísticos. Aplicação à reposição de automóveis*. Dissertação de Mestrado – Programa de Engenharia de Produção, COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ, 1995.
- WUTTKE, R. A.; SELBITTO, M. A. “Cálculo da disponibilidade e da posição na curva da banheira de uma válvula de processo petroquímico”. *Revista Produção*, v. 8, n. 4, 2008.
- YAGER, R. R. “Simultaneous solution of fuzzy models: an application to economic equilibrium analysis”. *Fuzzy Sets and Systems*, v. 115, pp. 339-349, 2000.

APÊNDICES

APÊNDICE 1

QUESTIONÁRIO 1

Identificação dos Fatores Sócio-Técnicos

Os fatores sócio-técnicos são todos aqueles fatores, presentes no ambiente de trabalho, que podem de alguma forma influenciar o desempenho dos trabalhadores, quando estes estão interagindo com sistemas, equipamentos, outros trabalhadores, procedimentos, organização e etc., durante a execução de suas tarefas.

Este questionário faz parte de uma pesquisa, composta das seguintes fases:

Fase 1 - Identificação do perfil dos trabalhadores;

Fase 2 - Identificação dos fatores sócio-técnicos que influenciam na execução das tarefas de manutenção do sistema de instrumentação nuclear de um reator de pesquisa;

Fase 3 - Análise da relevância (peso) que cada um dos fatores sócio-técnicos escolhidos exerce sobre o tempo para a realização das tarefas de manutenção do sistema de instrumentação nuclear de um reator de pesquisa.

FASE 1 - Esta primeira etapa consiste na identificação dos trabalhadores que realizam a manutenção do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa.

1) Marque sua formação técnica:

() Engenheiro elétrico/eletrônico ou técnico elétrico/eletrônico

() Físico

() Engenheiro mecânico ou técnico mecânico

() Engenheiro químico ou técnico químico

2) Qual sua atividade principal?

() Manutenção de equipamentos/sistemas

() Operação do reator nuclear de pesquisa

() Realização de pesquisa/experimentos

() Outros

3) Quantidade de participações estimadas na manutenção do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa:

até 5

de 6 a 10

de 11 a 15

maior que 15

4) Quantos anos de experiência na sua atividade de trabalho?

até 5

de 6 a 10

de 11 a 15

mais que 15

5) Qual o seu local de trabalho?

Serviço de Instrumentação

Serviço do Reator Argonauta

Serviço de Engenharia de Sistemas Complexos

Outros

6) Como você classificaria seu grau de conhecimento relacionado ao sistema de instrumentação do reator nuclear de pesquisa.

excelente

bom

médio

baixo

FASE 2 - Baseado no seu conhecimento e na sua experiência, indique quais fatores sócio-técnicos mais influenciam na execução das suas tarefas de manutenção do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa. Selecione, entre os fatores sócio-técnicos listados abaixo, aqueles fatores que você considera terem uma maior importância.

	Complexidade das tarefas.
	Estresse na realização das tarefas.
	Alta carga de trabalho.
	Falta de experiência.
	Falta de treinamento.
	Pouco conhecimento para a realização das tarefas.
	Falta de ou má comunicação entre os membros da equipe.
	Falta de aptidão para o trabalho em equipe.
	Pouco tempo disponível para a realização das tarefas.
	Indisponibilidade de ferramentas de trabalho.
	Ruído no local de trabalho.
	Temperatura elevada no local de trabalho.
	Iluminação não adequada no ambiente de trabalho.
	Layout inadequado do ambiente de trabalho.
	Ausência de identificação dos controles e componentes da instrumentação.

	Falta de adequação da organização na infraestrutura necessária para a realização das tarefas.
	Ausência de procedimentos que auxiliem na realização das tarefas.
	Conflitos de prioridades na realização das tarefas. Por exemplo: produtividade x segurança.
	Falta de recursos para adquirir componentes e materiais.
	Supervisão inadequada na realização das tarefas.
	Planejamento inadequado das tarefas a serem realizadas.
	Dificuldade de acesso aos controles e componentes dos equipamentos.
	Dificuldade de visualização dos controles e componentes dos equipamentos.
	Falta de condições para tomadas de decisão.
	Má conservação das ferramentas e instrumentos utilizados na realização das tarefas.
	Restrições físicas do local de trabalho.
	Ausência de controles administrativos.
	Grande número de objetivos simultâneos para a realização das tarefas.
	Ausência de padronização no projeto da instrumentação.
	Ausência de pontos de teste no projeto da instrumentação.

Escreva aqui sua opinião ou qualquer outra informação, que você considere relevante, ou cite algum outro fator que você julgue estar presente nas suas tarefas de trabalho, mas não esteja presente na listagem acima.

APÊNDICE 2

QUESTIONÁRIO 2

Análise da Relevância dos Fatores Sócio-Técnicos Escolhidos

Os fatores sócio-técnicos são todos aqueles fatores, presentes no ambiente de trabalho, que podem de alguma forma influenciar o desempenho dos trabalhadores, quando estes estão interagindo com sistemas, equipamentos, outros trabalhadores, procedimentos, organização e etc., durante a execução de suas tarefas.

No questionário anterior, foram identificados os fatores sócio-técnicos que têm uma maior influência na execução das tarefas de manutenção do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa. Foram escolhidos, entre os trinta fatores sócio-técnicos elencados, os cinco fatores mais votados pelos participantes da pesquisa. O objetivo deste questionário é fazer uma análise da relevância, que cada um dos fatores sócio-técnicos escolhidos, exerce sobre o tempo gasto para a realização das tarefas de manutenção do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa.

Este questionário faz parte de uma pesquisa, composta das seguintes fases:

Fase 1 - Identificação do perfil dos trabalhadores (feita no questionário anterior);

Fase 2 - Identificação dos fatores sócio-técnicos que influenciam na execução das tarefas de manutenção do sistema de instrumentação nuclear de um reator de pesquisa (feita no questionário anterior);

Fase 3 - Análise da relevância (peso) que cada um dos fatores sócio-técnicos escolhidos exerce sobre o tempo gasto para a realização das tarefas de manutenção do sistema de instrumentação nuclear de um reator de pesquisa.

FASE 3 - Baseado no seu conhecimento e na sua experiência, indique para os cinco fatores sócio-técnicos escolhidos, o grau de relevância que estes exercem sobre o tempo gasto para a realização das suas tarefas de manutenção do sistema de instrumentação nuclear do reator de pesquisa. Utilize a tabela apresentada abaixo.

Relevância	Explicação
PR	O fator escolhido é pouco relevante .
R	O fator escolhido é relevante .
MR	O fator escolhido é muito relevante .

FATORES SÓCIO-TÉCNICOS ESCOLHIDOS	Relevância
Falta de treinamento.	
Falta de adequação da organização na infraestrutura necessária para a realização das tarefas.	
Falta de recursos para adquirir componentes e materiais.	
Má conservação das ferramentas e instrumentos utilizados na realização das tarefas.	
Restrições físicas do local de trabalho.	

APÊNDICE 3

PLANILHA PARA HIERARQUIZAÇÃO DOS FATORES SÓCIO-TÉCNICOS

1. Falta de Treinamento

Esp.	T. Linguísticos	Ñ	Área de Ñ
1	R	(0,1,2)	1,00
2	R	(0,1,2)	1,00
3	MR	(1,2,2)	0,50
4	MR	(1,2,2)	0,50
5	MR	(1,2,2)	0,50
6	MR	(1,2,2)	0,50
7	MR	(1,2,2)	0,50
8	R	(0,1,2)	1,00

Áreas de interseção das opiniões

	R	R	MR	MR	MR	MR	MR	R
R	1,00	1,00	0,25	0,25	0,25	0,25	0,25	1,00
R	1,00	1,00	0,25	0,25	0,25	0,25	0,25	1,00
MR	0,25	0,25	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,25
MR	0,25	0,25	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,25
MR	0,25	0,25	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,25
MR	0,25	0,25	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,25
MR	0,25	0,25	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,25
R	1,00	1,00	0,25	0,25	0,25	0,25	0,25	1,00

Áreas de união das opiniões

	R	R	MR	MR	MR	MR	MR	R
R	1,00	1,00	1,25	1,25	1,25	1,25	1,25	1,00
R	1,00	1,00	1,25	1,25	1,25	1,25	1,25	1,00
MR	1,25	1,25	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	1,25
MR	1,25	1,25	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	1,25
MR	1,25	1,25	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	1,25
MR	1,25	1,25	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	1,25
MR	1,25	1,25	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	1,25
R	1,00	1,00	1,25	1,25	1,25	1,25	1,25	1,00

Matriz de Concordância entre especialistas

	R	R	MR	MR	MR	MR	MR	R
R	1,00	1,00	0,20	0,20	0,20	0,20	0,20	1,00
R	1,00	1,00	0,20	0,20	0,20	0,20	0,20	1,00
MR	0,20	0,20	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,20
MR	0,20	0,20	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,20
MR	0,20	0,20	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,20
MR	0,20	0,20	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,20
MR	0,20	0,20	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,20
R	1,00	1,00	0,20	0,20	0,20	0,20	0,20	1,00

Quadrado das Concordâncias

	R	R	MR	MR	MR	MR	MR	R
R	1,00	1,00	0,04	0,04	0,04	0,04	0,04	1,00
R	1,00	1,00	0,04	0,04	0,04	0,04	0,04	1,00
MR	0,04	0,04	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,04
MR	0,04	0,04	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,04
MR	0,04	0,04	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,04
MR	0,04	0,04	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,04
MR	0,04	0,04	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,04
R	1,00	1,00	0,04	0,04	0,04	0,04	0,04	1,00

	0,4571	0,4571	0,7314	0,7314	0,7314	0,7314	0,7314	0,4571
CRi	0,6761	0,6761	0,8552	0,8552	0,8552	0,8552	0,8552	0,6761
Σ CR	6,3046							
GCRi	0,1072	0,1072	0,1357	0,1357	0,1357	0,1357	0,1357	0,1072

PEi	GCRi*PEi		Σ GCRi*PEi	1,0000	CCEi	Ñi		CCEi*Ñi	
1,00000	0,10724372				0,1072	0	1	2	0 0,10724372 0,21449
1,00000	0,10724372				0,1072	0	1	2	0 0,10724372 0,21449
1,00000	0,135653768				0,1357	1	2	2	0,13565377 0,27130754 0,27131
1,00000	0,135653768				0,1357	1	2	2	0,13565377 0,27130754 0,27131
1,00000	0,135653768				0,1357	1	2	2	0,13565377 0,27130754 0,27131
1,00000	0,135653768				0,1357	1	2	2	0,13565377 0,27130754 0,27131
1,00000	0,135653768				0,1357	1	2	2	0,13565377 0,27130754 0,27131
1,00000	0,10724372				0,1072	0	1	2	0 0,10724372 0,21449

Ñ =	0,68	1,68	2,00
------------	-------------	-------------	-------------

2. Falta de adequação da organização

Esp.	T. Linguísticos	Ñ	Área de Ñ
1	MR	(1,2,2)	0,50
2	R	(0,1,2)	1,00
3	MR	(1,2,2)	0,50
4	MR	(1,2,2)	0,50
5	R	(0,1,2)	1,00
6	R	(0,1,2)	1,00
7	R	(0,1,2)	1,00
8	PR	(0,0,1)	0,50

Áreas de interseção das opiniões

	MR	R	MR	MR	R	R	R	PR
MR	0,50	0,25	0,50	0,50	0,25	0,25	0,25	0,00
R	0,25	1,00	0,25	0,25	1,00	1,00	1,00	0,25
MR	0,50	0,25	0,50	0,50	0,25	0,25	0,25	0,00
MR	0,50	0,25	0,50	0,50	0,25	0,25	0,25	0,00
R	0,25	1,00	0,25	0,25	1,00	1,00	1,00	0,25
R	0,25	1,00	0,25	0,25	1,00	1,00	1,00	0,25
R	0,25	1,00	0,25	0,25	1,00	1,00	1,00	0,25
PR	0,00	0,25	0,00	0,00	0,25	0,25	0,25	0,50

Áreas de união das opiniões

	MR	R	MR	MR	R	R	R	PR
MR	0,50	1,25	0,50	0,50	1,25	1,25	1,25	1,00
R	1,25	1,00	1,25	1,25	1,00	1,00	1,00	1,25
MR	0,50	1,25	0,50	0,50	1,25	1,25	1,25	1,00
MR	0,50	1,25	0,50	0,50	1,25	1,25	1,25	1,00
R	1,25	1,00	1,25	1,25	1,00	1,00	1,00	1,25
R	1,25	1,00	1,25	1,25	1,00	1,00	1,00	1,25
R	1,25	1,00	1,25	1,25	1,00	1,00	1,00	1,25
PR	1,00	1,25	1,00	1,00	1,25	1,25	1,25	0,50

Matriz de Concordância entre especialistas

	MR	R	MR	MR	R	R	R	PR
MR	1,00	0,20	1,00	1,00	0,20	0,20	0,20	0,00
R	0,20	1,00	0,20	0,20	1,00	1,00	1,00	0,20
MR	1,00	0,20	1,00	1,00	0,20	0,20	0,20	0,00
MR	1,00	0,20	1,00	1,00	0,20	0,20	0,20	0,00
R	0,20	1,00	0,20	0,20	1,00	1,00	1,00	0,20
R	0,20	1,00	0,20	0,20	1,00	1,00	1,00	0,20
R	0,20	1,00	0,20	0,20	1,00	1,00	1,00	0,20
PR	0,00	0,20	0,00	0,00	0,20	0,20	0,20	1,00

Quadrado das Concordâncias

	MR	R	MR	MR	R	R	R	PR
MR	1,00	0,04	1,00	1,00	0,04	0,04	0,04	0,00
R	0,04	1,00	0,04	0,04	1,00	1,00	1,00	0,04
MR	1,00	0,04	1,00	1,00	0,04	0,04	0,04	0,00
MR	1,00	0,04	1,00	1,00	0,04	0,04	0,04	0,00
R	0,04	1,00	0,04	0,04	1,00	1,00	1,00	0,04
R	0,04	1,00	0,04	0,04	1,00	1,00	1,00	0,04
R	0,04	1,00	0,04	0,04	1,00	1,00	1,00	0,04
PR	0,00	0,04	0,00	0,00	0,04	0,04	0,04	1,00

	0,4514	0,5943	0,4514	0,4514	0,5943	0,5943	0,5943	0,1657
CRi	0,6719	0,7709	0,6719	0,6719	0,7709	0,7709	0,7709	0,4071
Σ CR	5,5063							
GCRi	0,1220	0,1400	0,1220	0,1220	0,1400	0,1400	0,1400	0,0739

PEi	GCRi*PEi			CCEi		Ñi		CCEi*Ñi	
1,00000	0,122020347		Σ GCRi*PEi 1,0000	0,1220	1	2	0,12202035	0,24404069	0,24404
1,00000	0,140002367			0,1400	0	1	0	0,14000237	0,28
1,00000	0,122020347			0,1220	1	2	0,12202035	0,24404069	0,24404
1,00000	0,122020347			0,1220	1	2	0,12202035	0,24404069	0,24404
1,00000	0,140002367			0,1400	0	1	0	0,14000237	0,28
1,00000	0,140002367			0,1400	0	1	0	0,14000237	0,28
1,00000	0,140002367			0,1400	0	1	0	0,14000237	0,28
1,00000	0,140002367			0,1400	0	1	0	0,14000237	0,28
1,00000	0,07392949			0,0739	0	0	0	0	0,07393

Ñ =	0,37	1,29	1,93
------------	-------------	-------------	-------------

3. Falta de recursos/materiais

Esp.	T. Linguísticos	Ñ	Área de Ñ
1	MR	(1,2,2)	0,50
2	MR	(1,2,2)	0,50
3	MR	(1,2,2)	0,50
4	MR	(1,2,2)	0,50
5	MR	(1,2,2)	0,50
6	MR	(1,2,2)	0,50
7	MR	(1,2,2)	0,50
8	R	(0,1,2)	1,00

Áreas de interseção das opiniões

	MR	R						
MR	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,25
MR	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,25
MR	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,25
MR	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,25
MR	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,25
MR	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,25
MR	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,25
R	0,25	0,25	0,25	0,25	0,25	0,25	0,25	1,00

Áreas de união das opiniões

	MR	R						
MR	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	1,25
MR	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	1,25
MR	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	1,25
MR	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	1,25
MR	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	1,25
MR	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	1,25
MR	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	1,25
R	1,25	1,25	1,25	1,25	1,25	1,25	1,25	1,00

Matriz de Concordância entre especialistas

	MR	R						
MR	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,20
MR	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,20
MR	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,20
MR	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,20
MR	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,20
MR	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,20
MR	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,20
R	0,20	0,20	0,20	0,20	0,20	0,20	0,20	1,00

Quadrado das Concordâncias

	MR	R						
MR	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,04
MR	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,04
MR	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,04
MR	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,04
MR	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,04
MR	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,04
MR	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,04
R	0,04	0,04	0,04	0,04	0,04	0,04	0,04	1,00

	1,0057	1,0057	1,0057	1,0057	1,0057	1,0057	1,0057	0,1829
CRi	1,0029	0,4276						
Σ CR	7,4476							
GCRi	0,1347	0,0574						

PEI	GCRi*PEI			CCEi	Ñi					
1,00000	0,134654719		Σ GCRi*PEI	0,1347	1	2	2	0,13465472	0,26930944	0,26931
1,00000	0,134654719			0,1347	1	2	2	0,13465472	0,26930944	0,26931
1,00000	0,134654719			0,1347	1	2	2	0,13465472	0,26930944	0,26931
1,00000	0,134654719			0,1347	1	2	2	0,13465472	0,26930944	0,26931
1,00000	0,134654719			0,1347	1	2	2	0,13465472	0,26930944	0,26931
1,00000	0,134654719			0,1347	1	2	2	0,13465472	0,26930944	0,26931
1,00000	0,134654719			0,1347	1	2	2	0,13465472	0,26930944	0,26931
1,00000	0,057416965			0,0574	0	1	2	0	0,05741697	0,11483

Ñ =	0,94	1,94	2,00
-----	-------------	-------------	-------------

4. Má conservação/ferramentas			
Esp.	T. Linguísticos	Ñ	Área de Ñ
1	R	(0,1,2)	1,00
2	R	(0,1,2)	1,00
3	MR	(1,2,2)	0,50
4	MR	(1,2,2)	0,50
5	MR	(1,2,2)	0,50
6	MR	(1,2,2)	0,50
7	MR	(1,2,2)	0,50
8	PR	(0,0,1)	0,50

Áreas de interseção das opiniões

	R	R	MR	MR	MR	MR	MR	PR
R	1,00	1,00	0,25	0,25	0,25	0,25	0,25	0,25
R	1,00	1,00	0,25	0,25	0,25	0,25	0,25	0,25
MR	0,25	0,25	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,00
MR	0,25	0,25	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,00
MR	0,25	0,25	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,00
MR	0,25	0,25	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,00
MR	0,25	0,25	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,00
PR	0,25	0,25	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,50

Áreas de união das opiniões

	R	R	MR	MR	MR	MR	MR	PR
R	1,00	1,00	1,25	1,25	1,25	1,25	1,25	1,25
R	1,00	1,00	1,25	1,25	1,25	1,25	1,25	1,25
MR	1,25	1,25	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	1,00
MR	1,25	1,25	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	1,00
MR	1,25	1,25	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	1,00
MR	1,25	1,25	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	1,00
MR	1,25	1,25	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	1,00
PR	1,25	1,25	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,50

Matriz de Concordância entre especialistas

	R	R	MR	MR	MR	MR	MR	PR
R	1,00	1,00	0,20	0,20	0,20	0,20	0,20	0,20
R	1,00	1,00	0,20	0,20	0,20	0,20	0,20	0,20
MR	0,20	0,20	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,00
MR	0,20	0,20	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,00
MR	0,20	0,20	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,00
MR	0,20	0,20	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,00
MR	0,20	0,20	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,00
PR	0,20	0,20	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	1,00

Quadrado das Concordâncias

	R	R	MR	MR	MR	MR	MR	PR
R	1,00	1,00	0,04	0,04	0,04	0,04	0,04	0,04
R	1,00	1,00	0,04	0,04	0,04	0,04	0,04	0,04
MR	0,04	0,04	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,00
MR	0,04	0,04	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,00
MR	0,04	0,04	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,00
MR	0,04	0,04	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,00
MR	0,04	0,04	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,00
PR	0,04	0,04	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	1,00

	0,3200	0,3200	0,7257	0,7257	0,7257	0,7257	0,7257	0,1543
CRi	0,5657	0,5657	0,8519	0,8519	0,8519	0,8519	0,8519	0,3928
Σ CR	5,7836							
GCRi	0,0978	0,0978	0,1473	0,1473	0,1473	0,1473	0,1473	0,0679

PEi	GCRi*PEi	Σ GCRi*PEi	1,0000	CCEi	0	Ñi		CCEi*Ñi	
1,00000	0,097808425		1,0000	0,0978	0	1	2	0	0,09780842 0,19562
1,00000	0,097808425			0,0978	0	1	2	0	0,09780842 0,19562
1,00000	0,147293679			0,1473	1	2	2	0,14729368	0,29458736 0,29459
1,00000	0,147293679			0,1473	1	2	2	0,14729368	0,29458736 0,29459
1,00000	0,147293679			0,1473	1	2	2	0,14729368	0,29458736 0,29459
1,00000	0,147293679			0,1473	1	2	2	0,14729368	0,29458736 0,29459
1,00000	0,147293679			0,1473	1	2	2	0,14729368	0,29458736 0,29459
1,00000	0,067914754			0,0679	0	0	1	0	0 0,06791

Ñ =	0,74	1,67	1,93
------------	-------------	-------------	-------------

ANEXO

FORMULÁRIOS DE OPERAÇÃO DO REATOR DE PESQUISA ARGONAUTA



REVISÃO DIÁRIA DO REATOR ARGONAUTA

DATA: ___/___/___

No: _____

OPERADOR: _____

Pág.1

OBS: SR. OPERADOR, ANTES DE INICIAR A OPERAÇÃO, VERIFICAR NO SALÃO DO REATOR AS CONDIÇÕES DO CIRCUITO HIDRÁULICO, BLINDAGENS E COLIMADORES. INFORMANDO OS DADOS NOS SEUS RESPECTIVOS CONTROLES.

1) Anotar a leitura do medidor "HORAS DE OPERAÇÃO": _____

2) Inspeccionar e datar o gráfico no registrador.

3) Ligar a chave "ALIMENTAÇÃO GERAL DO CONTROLE", devendo acender as lâmpadas indicadoras "ALIMENTAÇÃO GERAL DO CONTROLE" e "FONTE FORA".

4) Fazer as leituras nos instrumentos com "FONTE FORA".

CANAL DE PULSOS CANAL DE POTÊNCIA I CANAL DE POTÊNCIA II

C.P.I _____ LOG. _____ LOG. _____

C.P.II _____ LINEAR _____ LINEAR _____

5) Registrar as condições da água.

Resistividade: _____ PH: _____ Temperatura: _____

6) Acionar o SSW para a posição "FONTE".

7) Acionar o CSW para cima, aproximando a fonte de nêutrons do núcleo do Reator. Quando a fonte chegar ao núcleo (lâmpada indicadora "FONTE DENTRO" acesa), observar se embreagens das barras de segurança foram energizadas (lâmpadas indicadoras acesas).

8) Fazer as leituras nos instrumentos com "FONTE DENTRO".

CANAL DE PULSOS CANAL DE POTÊNCIA I CANAL DE POTÊNCIA II

C.P.I _____ LOG. _____ LOG. _____

C.P.II _____ LINEAR _____ LINEAR _____

9) Produzir um colapso através do teste do período.

10) Rearmar o sistema, introduzir novamente a fonte no núcleo.

11) Acionar a SSW para a posição "BARRA DE SEGURANÇA No 1".

12) Acionar a CSW para cima, retirando a barra do núcleo, até acender (lâmpada indicadora "BARRA DE SEGURANÇA No1 FORA").

13) Idem "BARRA DE SEGURANÇA No 2".

14) Idem "BARRA DE SEGURANÇA No3".



REVISÃO DIÁRIA DO REATOR ARGONAUTA

Pág.2

15) Ligar a chave de "ALIMENTAÇÃO DA EMBREAGEM DA VÁLVULA DE DRENO", devendo acender as lâmpadas indicadoras "EMBREAGEM DA VÁLVULA DE DRENO ENERGIZADA" e "VÁLVULA DE DRENO ABERTA".

16) Acionar a SSW para a posição "VÁLVULA DE DRENO".

17) Acionar a CSW para cima, fechando a válvula de dreno (lâmpada indicadora "VÁLVULA DE DRENO FECHADA"acesa).

18) Verificar a abertura da válvula de dreno quando se introduz uma das barras de segurança.

19) Rearmar o sistema, fechando novamente a válvula de dreno.

20) Acionar a SSW para a posição "NÍVEL DE ÁGUA".

21) Ligar a chave de acionamento da bomba principal.

22) Acionar a CSW para cima ligando a bomba principal e introduzindo água no núcleo (lâmpadas indicadoras "BOMBA PRINCIPAL LIGADA" e "FLUXO DE ÁGUA PARA O NÚCLEO" acesas), até a água alcançar o nível de operação, verificando quando a lâmpada indicadora "NÍVEL DE ÁGUA ALTO" estiver acesa.

23) Fazer as leituras nos instrumentos com "ÁGUA NO NÚCLEO".

CANAL DE PULSOS	CANAL DE POTÊNCIA I	CANAL DE POTÊNCIA II
C.P.I _____	LOG. _____	LOG. _____
C.P.II _____	LINEAR _____	LINEAR _____

24) Energizar a embreagem das barras de controle acionando o botão "REARME DA EMBREAGEM DAS BARRAS DE CONTROLE", as lâmpadas indicadoras "EMBREAGEM DAS BARRAS DE CONTROLE" e "BARRAS DE CONTROLE DENTRO" devem acender.

25) Acionar a SSW para a posição "BARRA DE CONTROLE APROXIMADO".

26) Acionar a CSW para cima retirando um pouco a barra (até a lâmpada indicadora "BARRA DE CONTROLE APROXIMADO DENTRO" apagar) e produzir a sua queda variando o nível de disparo num dos monitores gama de área do salão do reator.

27) Idem com a "BARRA DE CONTROLE GROSSEIRO", testando um outro monitor gama.

28) Idem com a "BARRA DE CONTROLE PRECISO", testando um outro monitor gama.

29) FIM DA REVISÃO.

OBSERVAÇÕES:

