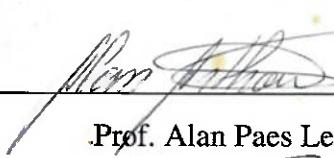


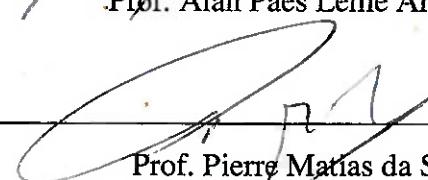
PROPOSTA DE UMA POLÍTICA DE INSPEÇÃO NOS ELEMENTOS
COMBUSTÍVEIS APLICADA NA MELHORIA DA CONFIABILIDADE E
SEGURANÇA DO FUTURO SUBMARINO NUCLEAR BRASILEIRO

Paulo Apicelo de Souza Pereira

MONOGRAFIA SUBMETIDA AO CORPO DOCENTE DA PÓS-GRADUAÇÃO EM
GESTÃO E TECNOLOGIA DA CONSTRUÇÃO NAVAL DA UNIVERSIDADE DE
SÃO PAULO COMO PARTE DOS REQUISITOS NECESSÁRIOS PARA A
OBTENÇÃO DO GRAU DE ESPECIALISTA EM ENGENHARIA NAVAL

Aprovada por:


Prof. Alan Paes Leme Arthou, M.Sc.


Prof. Pierre Matias da Silva, M.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ – BRASIL

JANEIRO DE 2011

PEREIRA, PAULO APICELO DE SOUZA

“Proposta de uma Política de Inspeção nos Elementos Combustíveis aplicada na Melhoria da Confiabilidade e Segurança do Futuro Submarino Nuclear Brasileiro” [Rio de Janeiro] 2011

XI, 118 p. 29,7 cm (PNV USP, Especialização, 2011)

Monografia – Universidade de São Paulo, PNV.

1. Corrosão
2. Reatores nucleares
3. Correntes Parasitas
4. Inspeção e reparo
5. Elemento combustível
6. Propulsão Nuclear

I. PNV/USP II. Título (série)

Agradecimentos

- ✓ Ao professor e orientador Alan Paes Leme Arthou, pela orientação e revisão na monografia;
- ✓ À Marinha do Brasil, por ter investido em mim e me dado a oportunidade de cursar e concluir este curso de pós-graduação tão importante para minha carreira;
- ✓ À minha esposa e filha, que tiveram fins de semana interrompidos pelas aulas de sábado e por todo apoio e carinho que me deram.
- ✓ Aos meus pais, por tudo que fizeram na minha vida.

Resumo da Monografia apresentada à Escola Politécnica da USP como parte dos requisitos necessários para a obtenção do grau de Especialista em Engenharia Naval.

**PROPOSTA DE UMA POLÍTICA DE INSPEÇÃO NOS ELEMENTOS
COMBUSTÍVEIS APLICADA NA MELHORIA DA CONFIABILIDADE E
SEGURANÇA DO FUTURO SUBMARINO NUCLEAR BRASILEIRO**

Paulo Apicelo de Souza Pereira

Janeiro/2011

Orientador: M.Sc. Alan Paes Leme Arthou

Programa: Engenharia Naval

A razão de ser de um submarino de propulsão nuclear é a dissuasão, o que torna a sua simples existência capaz de assegurá-la, porém torna-se fundamental a garantia de elevada confiabilidade operacional e segurança em suas operações para cumprir a sua missão. Diante disto, no projeto de instalações de propulsão nuclear, a análise de segurança tem sido uma das principais atividades desenvolvidas pelas forças navais dos países que detêm esta tecnologia, pois falhas nestes sistemas podem acarretar problemas à segurança operacional, como perda de propulsão e a consequente exposição ao inimigo, além do risco de vazamento de materiais radioativos, aumentando a chance de contaminação da tripulação e do pessoal de manutenção e reparo na base.

A idéia básica da segurança de reatores é manter a integridade das barreiras múltiplas contra a liberação de produtos de fissão. Essa integridade é sustentada por uma abordagem de defesa em profundidade em três níveis: prevenção, proteção e mitigação. A confiabilidade das barreiras múltiplas é aumentada aplicando o conceito de defesa em profundidade a cada uma delas, protegendo-as por uma série de ações, dispositivos de segurança e características de projeto e inspeção que minimize a probabilidade de ocorrência das falhas. Por isso, neste trabalho foi feito um estudo da oxidação e corrosão, que é um dos principais mecanismos de falha em elementos combustíveis, que compõem as primeiras barreiras. Foi proposta uma política de manutenção para manter estas barreiras mais seguras. Algumas das ações aplicadas são o Ensaio por Correntes Parasitas, que é altamente sensível à medição do óxido destas varetas, a inspeção visual, o ultra-som e o teste de vazamento de radionuclídeos. O trabalho revela que técnicas avançadas de inspeção e manutenção podem contribuir para o aumento da confiabilidade e segurança da instalação como um todo, ao avaliar a segurança de um componente que apresenta risco elevado de vazamento de radionuclídeos ao sofrer uma perda de espessura causada inicialmente por oxidação e perda de material superficial (corrosão). A segurança está diretamente ligada à integridade das paredes das varetas destes elementos combustíveis.

Abstract of Monograph presented to USP as a partial fulfillment of the requirements for the degree of Specialist in Naval Engineering

FUNDAMENTALS OF MAINTENANCE AND INSPECTION ENGINEERING
APPLIED IN THE IMPROVEMENTS OF OPERATIONAL RELIABILITY AND
SECURITY OF FUTURE BRASILIAN NUCLEAR SUBMARINE

Paulo Apicelo de Souza Pereira

January/2011

Advisor: M.Sc. Alan Paes Leme Arthou

Department: Naval Engineering

The rationale for a nuclear-powered submarine is deterrence, which it makes its simple existence can assure itself, but it is essential to guarantee high operational reliability and safety in their operations to carry out its mission. Given this, the design of nuclear propulsion systems, safety analysis has been one of the main activities developed by naval forces of countries that have this technology, because failures in these systems can cause problems to operational safety, such as loss of propulsion and exposure to enemy, besides of the risk of leakage of radioactive material, increasing the chance of contamination of the crew and maintenance and repair personnel.

The basic idea of the safety of reactors is to maintain the integrity of multiple barriers against the release of fission products. This integrity is supported by a defense in depth approach on three levels: prevention, protection and mitigation. The reliability of the barriers is increased by applying the concept of defense in depth to them, protecting them by a series of actions, security devices and inspection and design features that minimize the likelihood of failures. Therefore, this work studied the thermal oxidation and corrosion, which are the major failure mechanisms in fuel elements. It was proposed a policy to maintain this barrier more safety. Some of actions are applied the technique of Eddy Current, which is highly sensitive measurement of the oxide of these rods, the visual inspection, ultrasound and radionuclide leak test. The report shows that advanced techniques of inspection and maintenance can help increase the reliability and safety of the installation as a whole, when assessing the safety of a component that presents a high risk of leakage of radionuclides to suffer a loss in thickness primarily caused by oxidation and loss of material on the surface (corrosion). The security is directly linked to the integrity of the walls of the rods of these fuel elements.

Índice

Lista de Figuras	ix
Lista de Tabelas.....	xi
Capítulo 1- Introdução.....	1
1.1 – Importância da Geração Nucleolétrica e da Propulsão Naval Nuclear	1
1.2 – Breve Histórico do Programa Nuclear da Marinha	4
1.3 - Objetivo do trabalho	5
1.4 - Justificativas.....	5
1.5 – Revisão Bibliográfica das Aplicações de Correntes Parasitas	6
1.6 – Metodologia do Trabalho	9
1.7 - Definição dos Capítulos	9
Capítulo 2 – Engenharia Nuclear	11
2.1 – Fundamentos da Engenharia Nuclear.....	11
2.2 - Ciclo do Combustível Nuclear.....	14
2.3 - Comparativo do Submarino de Propulsão Convencional e Nuclear.....	17
2.4 – Circuitos dos Reatores de Potência tipo PWR	18
2.4.1 - Controle.....	22
2.4.2 – Blindagem	23
2.4.3 - Arranjo	24
2.5 – Apresentação do Elemento Combustível	25
2.6 - Propriedades Gerais e Especiais na Seleção de Materiais de Elementos Combustíveis.....	27
2.7 – Recomendações sobre a troca de combustível nuclear	29
Capítulo 3 – Proposta de Manutenção e Inspeção para a Instalação Propulsora Nuclear	34
3.1 - Introdução	34
3.2 - Sistema de Manutenção na Marinha do Brasil	35
3.3. Manutenção Centrada na Confiabilidade	38
3.3.1 – Introdução.....	38
3.3.2 – O Enfoque da MCC.....	39
3.3.3 – Funções de Confiabilidade e Risco	40
3.3.4 – Outras definições ligadas à Confiabilidade.....	40
3.4 - Técnicas de Análise de Falhas	41

3.4.1 - Análise de Modos de Falha e Efeitos – FMEA.....	42
3.4.2 – Análise de Árvore de Falhas – FTA.....	42
3.5 – Mecanismos e Causas Raiz de Falhas de Combustíveis	43
3.6 – Proposta de Política de Manutenção, Inspeção e Testes para os Elementos Combustíveis da Instalação Propulsora Nuclear	45
3.7 – Descomissionamento.....	53
3.8 – Tratamento dos Rejeitos.....	54
Capítulo 4 - Corrosão em Elementos Combustíveis.....	57
4.1 – Introdução.....	57
4.2 - Efeito da Corrosão na Integridade dos Tubos	58
4.3 – Simulação Computacional da Corrosão através do Código PAD	62
Capítulo 5 - Qualidade, Confiabilidade e Análise de Segurança da Instalação Propulsora Naval.....	65
5.1 – Introdução.....	65
5.2 - Licenciamento das Instalações.....	65
5.3 - Análise de Segurança de Instalações Nucleares	65
5.3.1 – Objetivo da Análise de Segurança	66
5.3.2 – Requisitos de Segurança.....	67
5.4 - Defesa em Profundidade	69
5.5 - Níveis de Segurança.....	69
5.6 - Barreiras Múltiplas contra o Escape de Radioatividade	72
5.7 - Garantia da Qualidade.....	74
5.8 - Garantia da Segurança em Operação para os Elementos Combustíveis.....	75
5.9 - Prevenção de Perdas	76
Capítulo 6 - Técnica de Correntes Parasitas	78
6.1 – Introdução.....	78
6.2 - Fundamentos do Ensaio de Correntes Parasitas.....	78
6.3 – Diferenciais, Vantagens e Limitações do Ensaio	79
6.4 – Conceitos Teóricos do Ensaio	82
6.4.1 – Fluxo das Correntes Parasitas	83
6.4.2 - Propriedades que Afetam as Correntes Parasitas.....	84
6.4.2.1 - Condutividade Elétrica.....	84
6.4.2.2 - Fatores Dimensionais	85
6.4.2.3 - Permeabilidade Magnética.....	86

6.4.2 - Espaçamento entre a Bobina e a Peça.....	87
6.5 - Tipos de Sondas para Ensaios por Correntes Parasitas.....	88
6.6 - Padrões de Referência.....	89
6.7 – Limitações do Ensaio em Tubos	90
6.8 - Confiabilidade da Inspeção por Correntes Parasitas na Técnica Tradicional	91
Capítulo 7 – Aplicação da Técnica de Correntes Parasitas nas Varetas dos Elementos Combustíveis	93
7.1 – Introdução.....	93
7.2 – Princípios do Experimento	94
7.3 - Desenvolvimento da Bobina de Medição da Oxidação de Tubos de Revestimento	94
7.3.1 – Teoria Fundamental.....	95
7.3.2 - Sondas Superficiais Utilizadas na Medição	97
7.3.3 - Descrição do Equipamento Utilizado	99
7.4 - Resultados Obtidos	100
7.5 - Estado da Arte do Equipamento Mundial	103
7.5.1 – Definições dos Componentes	103
7.5.2 - Descrição Geral.....	103
7.5.3 - Lista de Equipamentos	106
7.6 – Proposta de Equipamento a ser usado no Futuro Submarino Nuclear	106
Capítulo 8 - Conclusão e Sugestões para Trabalhos Futuros.....	108
Referências bibliográficas.....	111
Anexo A - Proposta de Roteiro para Inspeção Visual.....	115

Listas de Figuras

- Figura 1.1 – Ilustração da Instalação Propulsora projetada para o LABGENE [50]
- Figura 2.1 – Esquema de uma Ultracentrífuga, à esquerda [51]
- Figura 2.2 – Conjunto de ultracentrífugas formando uma “cascata”, à direita [51]
- Figura 2.3 – Ciclo do Combustível Nuclear [5]
- Figura 2.4 – Tambor de “yellowcake” [51]
- Figura 2.5 – Pastilha cerâmica de UO₂ [51]
- Figura 2.6 - Detalhe das varetas que contém as pastilhas, no elemento combustível [51]
- Figura 2.7 – Instalação Propulsora Nuclear [52]
- Figura 2.8 – Reator Pressurizado à água (PWR) [16]
- Figura 2.9 – Gerador de Vapor [16]
- Figura 2.10 – Pressurizador [16]
- Figura 2.11 – Apresentação dos Componentes de um Elemento Combustível de Angra I [18]
- Figura 2.12 – Ilustração da futura base e estaleiro em Itaguaí-RJ [50]
- Figura 2.13 – Remoção do tampo superior para troca do combustível [3]
- Figura 2.14 – Processo de troca de combustível e inspeção do vaso [3]
- Figura 3.1 – Operação da “Célula-Quente” em ARAMAR [11]
- Figura 3.2 – Piscina de Combustíveis Usados e a Máquina de Recarga da usina de Angra II [5]
- Figura 3.3 - Fotografia de máquinas de recarga usada no exterior [5]
- Figura 3.4 – Exemplo de EC com vazamento detectado pelo *In Mast Sipping Test* durante descarregamento do núcleo [22]
- Figura 3.5 – Vista lateral do arranjo montado na PCU para inspeção visual dos EC [5]
- Figuras 3.6 e 3.7 – Câmeras de filmagem e fotografia usadas na KNFC – Coréia do Sul [53]
- Figura 3.8 – Medidor de Espessura por Ultra-Som e suas Bobinas [5]
- Figura 3.9 – Decaimento radioativo do U-238 [14]
- Figura 4.1 – Oxidação nas Varetas do Elemento Combustível [5]
- Figura 5.1 – Barreiras múltiplas de uma central e de uma Instalação Propulsora Nuclear [40]
- Figura 6.1 – Campo magnético alternado induzindo correntes elétricas numa amostra metálica [5]

- Figura 6.2 – Efeito da espessura do material nos ensaios por Correntes Parasitas [5]
- Figura 6.3 – Distorção das Correntes Parasitas Provocadas por uma Falha [5]
- Figura 6.4 – Utilização do Efeito *Lift-Off* para medir espessura de camada não condutora sobre base condutora [5]
- Figura 6.5 – Sonda superficial em arranjo diferencial [5]
- Figura 6.6 - Padrão de referência para medir variações de diâmetro de tubos e barras [5]
- Figura 7.1 - Utilização de uma sonda superficial plana para medir espessura de camada de revestimento não condutor, depositada sobre a superfície de uma chapa ou placa [5]
- Figura 7.2 - Desenho mostrando a utilização de sondas superficiais do tipo “caneta”, interligadas entre si no modo diferencial, para medir espessura de camada de óxido [5]
- Figura 7.3 – Fotografia das duas sondas tipo “caneta”, em arranjo diferencial entre si, utilizadas neste trabalho. Na parte superior está a sonda de referência e na parte Inferior a sonda de ensaio [5]
- Figura 7.4 - Fotografia similar à anterior. A sonda de ensaio está agora com um dispositivo que prende a amostra junto à haste da sonda tipo caneta [5]
- Figura 7.5 – Fotografia da amostra oxidada, posicionada na sonda de ensaio [5]
- Figura 7.6 – Ponte de Impedâncias existente na maioria dos equipamentos de Correntes Parasitas atuais. Z1 e Z2 são as impedâncias correspondentes às bobinas das sondas de ensaio e de referência [5]
- Figura 7.7 – Fotografia de um equipamento da ECT, Modelo MAD 8D [5]
- Figura 7.8 – Curva de *Lift-Off* das amostras feitas em laboratório [5]
- Figura 7.9 – Relação da camada oxidada medida e a amplitude do sinal no MAD 8D [5]
- Figura 7.10 – Visualização da amplitude do sinal com os valores de espessura limites [5]
- Figura 7.11 – Vista superior do mecanismo de medição de óxido dos EUA [5]
- Figura 7.12 – Local de Inspeção e Armazenamento dos Combustíveis Nucleares na Ilha Nuclear [50]

Lista de Tabelas

Tabela 2.1 - Composição da Liga de Zircaloy-4

Tabela 6.1 - Resistividade e Condutividade de Materiais Metálicos

Tabela 7.1 – Espessura das Amostras

Tabela 7.2 – Grandezas Associadas a Espessuras de Óxido Medidas

Capítulo 1- Introdução

1.1 – Importância da Geração Nucleolétrica e da Propulsão Naval Nuclear

O Brasil tem investido na área nuclear ao longo de várias décadas, objetivando dominar essa fonte de energia e as tecnologias utilizadas no seu uso em diferentes aplicações. Dentre estas se devem destacar a produção de energia, com o domínio do ciclo do combustível nuclear, a operação de reatores nucleares e os usos na medicina, na agricultura, na indústria convencional e na propulsão nuclear.

Segundo Quadros [1], na década de 1970, a energia nuclear no Brasil ganha destaque com a concorrência internacional para compra do reator Angra I, que foi vencida pela empresa norte-americana Westinghouse, sendo assinado um contrato para a construção desta primeira usina de potência no Brasil, tipo PWR (Pressurized Water Reactor), ou seja, um reator cujo combustível nuclear é produzido com urânio enriquecido e resfriado a água pressurizada.

O Brasil, com apenas 30% do seu território prospectado, possui hoje a sexta maior reserva de urânio do mundo. Possuir uma fonte energética de grande potencial, não utilizá-la e nem desenvolver tecnologia que permita o uso dessa fonte, pode causar sérios prejuízos para o desenvolvimento do país.

As Indústrias Nucleares do Brasil SA - INB, sucessora da Nuclebrás, possui seu maior complexo industrial em Resende, onde estão localizadas as fábricas de pó de dióxido de urânio, de pastilhas de dióxido de urânio, de componentes e a montagem do elemento combustível, que garantem o suprimento dos reatores de Angra I e II. Neste complexo industrial está também sendo ampliada a usina de enriquecimento pelo processo de ultracentrifugação, cujas centrífugas foram desenvolvidas e fornecidas pela Marinha do Brasil. Completam as unidades do ciclo do combustível da INB, as unidades de beneficiamento do urânio de Caetité na Bahia e a unidade de Poços de Caldas, que não está produzindo mais, porém mantém em funcionamento alguns laboratórios. A unidade de conversão, também não foi implantada por somente ser viável economicamente para a produção de hexafluoreto de urânio para um número considerável de reatores nucleares, cerca de 8 (oito) tipo Angra I. A INB possui também, uma unidade de Tratamento da Monazita, para a produção de minerais de alto valor agregado e demandados pelo mercado nacional e internacional.

Em países desenvolvidos como os EUA, França, Inglaterra, Suíça, Canadá e Japão a energia nuclear é responsável por grande parte da energia elétrica total instalada. Segundo Silva e Guimarães [2], hoje trinta países possuem algumas das quatrocentas e trinta e nove usinas elétricas nucleares em operação, com uma capacidade instalada total de 372.000 MW, atendendo a 16% das necessidades globais de eletricidade. Mais de trinta usinas nucleares se encontram em construção, dentre elas Olkiluoto III na Finlândia (1600 MWe), Flamanville III na França (1630 MWe), Taishan I e II na China (1660 MWe cada), Atucha II na Argentina (700 MWe) e Angra III no Brasil (1200 MWe); cerca de outras oitenta estão planejadas.

Além das usinas nucleares para geração elétrica, existem mais de duzentos e oitenta reatores de pesquisa operando em cinqüenta países. Esses reatores têm muitos usos, incluindo pesquisa básica e aplicada e produção de isótopos para usos médicos e industriais. No Brasil, estão em operação quatro reatores de pesquisa: dois em São Paulo, um no Rio de Janeiro e um em Belo Horizonte e ainda há mais um que está em fase de projeto que é o Reator Multipropósito Brasileiro tem o objetivo de tornar o país independente na produção de isótopos radioativos para medicina. O reator de 20 MW (quatro vezes a potência do principal instrumento do gênero em operação no Brasil), no sítio mais provável que é em Aramar (SP).

Na aplicação naval, e no caso das embarcações militares, a instalação nuclear mostrou determinadas vantagens insuperáveis pelas instalações de propulsão convencionais, sobretudo no caso dos submarinos. Uma das vantagens é a independência energética, pois devido ao longo período entre “reabastecimentos” a embarcação tem uma autonomia limitada apenas por necessidades da tripulação e por desgastes das máquinas, podendo se deslocar para uma zona de conflito sem necessidade de uma embarcação de apoio ou base para reabastecimento, segundo as palavras de Santos [3]. Outra vantagem da propulsão nuclear, e que é vital quando se fala em submarinos, é a independência do ar, que torna o submarino praticamente invisível, pois não necessita vir à cota periscópica para recarga de baterias, situação onde o submarino fica vulnerável a um ataque.

Ainda de acordo com a pesquisa de Santos [3], ele constatou que a aplicação na propulsão de embarcações comerciais, a energia nuclear se mostrou operacionalmente competitiva para as linhas de cargas rápidas, considerando-se que os primeiros projetos tiveram caráter experimental. Estas embarcações foram testadas nas décadas de 60 e 70 com os navios cargueiros Savannah (EUA – 1962 a 1970), Otto Hahn (Alemanha – 1968) e Mutsu (Japão – 1973). No entanto elas sofreram dificuldades de atracação em inúmeros portos internacionais, além de protestos de várias áreas da sociedade inviabilizando a continuidade

de operação, mas ainda assim a Rússia opera uma frota civil de oito grandes quebra-gelos nucleares e de um navio de carga de sessenta e duas mil toneladas, indispensáveis à sobrevivência das populações do litoral da Sibéria.

Para Neto [4], a razão de ser de um submarino de propulsão nuclear é a dissuasão, o que a sua simples existência é capaz de assegurar. A importância de tê-lo no rol de nosso Poder Naval pode ser mais bem compreendida ao atentar-se para a magnitude dos interesses marítimos do Brasil. Com um litoral em torno de 8,5 mil quilômetros de extensão, extraímos do mar mais de 90% do nosso petróleo – cerca de 2 milhões de barris por dia. Da mesma forma, mais de 95% do nosso comércio exterior – cerca de US\$ 300 bilhões ao ano, entre exportações e importações – são transportados por via marítima. Também, nossa Zona Econômica Exclusiva, que cobre aproximadamente 3,6 milhões de quilômetros quadrados e que é chamada de "Amazônia Azul" e contém, na imensidão da massa líquida e do vasto território submerso, riquezas biológicas e minerais, largamente ameaçadas pela exploração predatória e interesses internacionais.

É evidente que riquezas dessa ordem não podem prescindir da proteção de meios adequados de defesa e poderia acabar se constituindo em convite a ações lesivas ao interesse nacional. Daí, a necessidade de uma Marinha capaz de desencorajá-las [4].

Em face de suas peculiaridades, em particular a capacidade de ocultação e de deslocar-se em altas velocidades, por tempo indeterminado, podendo fazer-se presente onde for necessário, sem que possa ser detectado, o submarino de propulsão nuclear é o meio naval que, dentre todos, apresenta a melhor razão custo-benefício. É por isso que a sua simples existência é suficiente para produzir boa parte dos efeitos desejados com sua posse. Daí a importância do submarino de propulsão nuclear para o Brasil.

Hoje as instalações propulsoras nucleares continuam em desenvolvimento na área militar, procurando redução de ruído e das dimensões da instalação, bem como aumento da segurança. A construção de embarcações com propulsão nuclear restringe-se hoje apenas a porta-aviões e submarinos, sendo que para este último existe uma grande capacidade construtiva.

Apesar de não ser proscrito pelo Tratado de Não Proliferação Nuclear, do qual o Brasil é signatário, o uso de reatores para propulsão naval é restrito, por razões tecnológicas, às maiores marinhas mundiais: EUA, Rússia, China, França e Grã-Bretanha. Mais de duzentos e vinte reatores equipam cento e cinqüenta navios nucleares em operação. Eles geram energia para submarinos e para grandes navios de superfície, como os porta-aviões, que desempenham os papéis fundamentais das forças navais de, respectivamente, negação do uso

do mar a eventuais agressores e de controle de áreas marítimas.

1.2 – Breve Histórico do Programa Nuclear da Marinha

De 1976 a 1978, amadureceu na Marinha a idéia de que o Brasil deveria se preparar para construir um submarino com propulsão nuclear, importante instrumento naval de dissuasão e defesa. Admitiu-se que seria indispensável a tecnologia própria, porque nenhuma grande potência a transferiria (Estados Unidos, Rússia, França, Reino Unido e China). Avaliado o cenário tecnológico nacional, a Marinha juntou-se ao IPEN - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares no desenvolvimento do ciclo do combustível e do reator, tendo sido adotada a ultracentrifugação para o enriquecimento. O projeto das ultracentrífugas especificamente começou a ser pensado em 1978 e iniciado de fato a partir de 1980.

Em 1982 a MB assinou contrato com o Consórcio Alemão IKL/HDW/Ferrostaal dando início ao Programa de Construção de Submarinos Convencionais. O Contrato inicial previa a construção de quatro submarinos IKL 1.400 (Classe Tupi) e as instalações para construção de submarinos no Arsenal de Marinha. Este programa chegou ao seu final com o lançamento do submarino Tapajó (S-33), terceiro de projeto alemão construído no Brasil somando-se ao Tupi construído na Alemanha, ainda operacional. A segunda parte do Programa envolveu a capacidade de projetar um submarino convencional derivado do projeto IKL original, ainda operacional, que veio a ser o atual Tikuna (S-34).

O complexo militar de Aramar, em Iperó (SP), abrigará o Laboratório de Geração Nucleoelétrica (LABGENE), de onde sairá o primeiro reator nuclear 100% brasileiro – os de Angra I e II são, respectivamente, norte-americano e alemão.

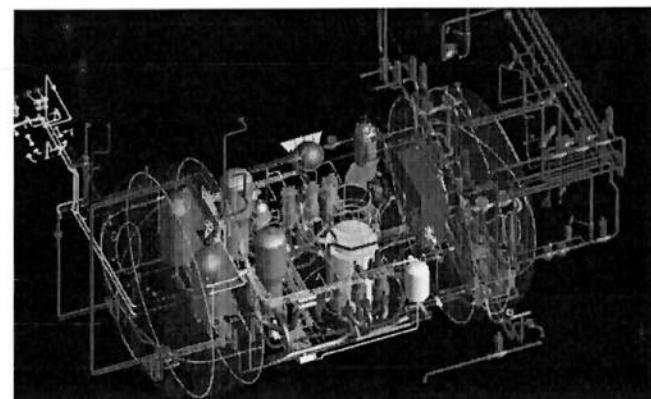


Figura 1.1 – Ilustração da Instalação Propulsora Projetada para o LABGENE [50]

A principal aplicação do LABGENE será aprimorar o projeto e construir uma réplica para o primeiro submarino nuclear brasileiro. No prédio principal será montada uma réplica em escala real das seções do submarino responsável pela propulsão nuclear, para testar cada detalhe do reator, dos motores e de todos os sistemas da embarcação envolvidos na propulsão, além de treinar a tripulação.

1.3 - Objetivo do trabalho

A aplicação da propulsão nuclear, devido ao fenômeno da radiação, requer características de segurança e habitabilidade distintas daquelas exigidas das embarcações convencionais. De modo a garantir a integridade e operacionalidade da instalação de propulsão nuclear, são exigidos de seus equipamentos uma maior confiabilidade e disponibilidade, implicando em maior peso e maior número de equipamentos devido à redundância que é exigida pelos sistemas da instalação. Além disto, a instalação propulsora nuclear requer maior rigor nos procedimentos de inspeção e manutenção. Por isso procura-se contribuir com tópicos de manutenção, inspeção, confiabilidade, análise de segurança e qualidade.

A monografia propõe uma ferramenta para inspecionar a superfície e medir a camada de óxido em tubos de revestimento de elementos combustíveis (EC) nucleares irradiados de reatores de propulsão nuclear do tipo PWR, com o intuito de verificar a condição real do óxido após a remoção definitiva destes combustíveis para a piscina de combustíveis usados (PCU) nas paradas programadas do submarino e assim, contribuir “alimentando” bancos de dados dos códigos computacionais que forem utilizados no Brasil que simulem o efeito da corrosão. A ferramenta é constituída de um sistema informatizado que contém placas integradas para uso de bobinas eletromagnéticas baseadas na técnica de ensaio não-destrutivo (END) chamada “Correntes Parasitas”, que Pereira [5] desenvolveu para uso nos reatores de usinas da mesma tecnologia. O END já é utilizado na inspeção superficial das varetas dos EC de Angra I e II para verificar a integridade da superfície, quanto à existência de morsas, perda de espessura ou furos.

1.4 - Justificativas

As exigências de confiabilidade e de segurança impostas aos submarinos nucleares e a maior sensibilidade da performance dessas centrais a pequenas variações de suas

características, fazem com que os métodos de controle dos diferentes componentes assumam uma importância excepcional, em comparação às especificações de equipamentos convencionais, dado o grande risco intrínseco da operação e manutenção destas unidades flutuantes.

Em particular, alguns componentes do reator nuclear de um submarino, altamente comprometidos com a segurança da performance das mesmas, apresentam características materiais e geométricas, que os tornam especialmente adequadas aos métodos de controle da qualidade pela Técnica das Correntes Parasitas. É o caso especial dos tubos de Zircaloy ou aço inoxidável usados como revestimento das varetas combustíveis e dos tubos dos geradores de vapor, fabricados com ligas metálicas especiais. Nestes casos, além das considerações que resultam das especificações e tolerâncias muito rígidas, ressalta a grande dificuldade de inspeção dos elementos combustíveis irradiados.

A corrosão e a consequente perda de material destes tubos inicia-se na oxidação, que é a terceira maior causa de falhas dos elementos combustíveis em usinas nucleoelétricas, e como na propulsão naval, estes elementos fazem parte da segunda barreira física de proteção contra vazamento de radionuclídeos, por isso então se almeja desenvolver uma ferramenta para sua inspeção, visando um aumento da confiabilidade operacional e segurança da instalação como um todo. A primeira barreira é formada pelo conjunto de pastilhas de dióxido de urânio, que retêm 98 % dos resíduos radioativos sólidos da fissão do Urânio, portanto, a vareta deve ser estanque e íntegra para reter os resíduos gasosos restantes.

1.5 – Revisão Bibliográfica das Aplicações de Correntes Parasitas

Foram feitas revisões bibliográficas para os diferentes assuntos que compõem a teoria na qual está embasado este trabalho. Assim, em cada capítulo, serão citados os autores e suas contribuições. Entretanto, a seguir são descritas algumas referências das aplicações do ensaio não destrutivo denominado “Correntes Parasitas”, que conforme o objetivo do trabalho será utilizado para desenvolver e nacionalizar aplicações importantes para os elementos combustíveis nucleares. A lacuna do conhecimento é estabelecer a aplicação desta técnica em EC de reatores de propulsão nuclear, pois se conhece esta mesma aplicação, em equipamentos de processo (trocadores de calor e caldeiras), elementos combustíveis e geradores de vapor de usinas nucleares do tipo PWR.

Pereira [5] estudou e projetou em 2007 uma bobina para uso nos elementos que estão em uso ou já estocados nas usinas nucleares brasileiras, pois não há no Brasil células quentes

para manuseio destes elementos. Assim, para fins de concretização da proposta da dissertação deste mesmo autor, foi desenvolvido um procedimento experimental para criação em laboratório de corpos de prova oxidados, semelhantes aos encontrados nas varetas reais, que foram utilizados na calibração e construção da bobina. Com estes corpos de prova, relacionou-se a amplitude do sinal de impedância causado pelo efeito *lift-off* à espessura da camada oxidada nos tubos em função do tempo de oxidação e chegou-se a uma reta num gráfico que permite generalizar a medição das camadas oxidadas na faixa de utilização real.

Alencar et al. [6] cita que o ensaio por correntes parasitas possibilita a detecção e o dimensionamento de descontinuidades em tubos de trocadores de calor, como condensadores e geradores de vapor, fornecendo informações que auxiliam na avaliação dos processos de degradação a que estes componentes estão submetidos em serviço. Uma informação relevante obtida através deste ensaio é a profundidade das descontinuidades detectadas e, portanto, a espessura de parede remanescente nos tubos. Esta informação é de extrema importância para a avaliação da integridade destes componentes, definindo a necessidade de substituição ou tamponamento de tubos que apresentem descontinuidades.

Jiménez [7] utiliza o método das correntes parasitas para identificar a porcentagem de gadolíneo em pastilhas com base em U-235, inseridas dentro de varetas de elemento combustível. A medição se baseia na captação da variação da susceptibilidade paramagnética da pastilha, fazendo penetrar campos magnéticos induzidos. As variações de homogeneidade detectadas são: variação da porcentagem de óxido de gadolíneo na coluna de pastilhas; vazios entre as pastilhas; variação do diâmetro e densidade das pastilhas; presença de impurezas metálicas nas pastilhas. Todas estas inspeções se realizam com equipamentos de correntes parasitas trabalhando em baixas freqüências (2 kHz) com bobinas absolutas.

Araújo et al. [8] apresentou no XXIV CONAEND em junho de 2006 em São Paulo, novas aplicações da técnica de Correntes Parasitas na inspeção de caldeiras, reatores e trocadores de calor. Ele mostrou a aplicação da técnica na detecção e dimensionamento de trincas, medições de camada de revestimento, inspeção de superfícies pintadas e avaliação de propriedades de materiais.

Ortega [9] usou técnicas específicas de Correntes Parasitas nas roscas fêmeas dos parafusos da tampa do reator sueco Ringhals II, onde detectou descontinuidades que ao final, concluíram ser um problema comum também em várias centrais nucleares espanholas que tiveram os parafusos fabricados a partir de Inconel 600.

Afonso [10] diz que o ensaio de correntes parasitas pode fornecer resultados extremamente precisos, desde que seja aplicada a técnica correta e se siga um procedimento

operacional adequado. Ensaio práticos em dois trocadores de calor de processo na planta da Ultra Fértil em Araucária – PR, onde foi utilizado o método absoluto, e os resultados foram avaliados tomando-se como base, tubos padrão usinados simulando alterações no fator de enchimento da sonda.

Ferraz [11] apresentou o uso de correntes parasitas na inspeção de combustíveis nucleares do tipo placa, para reatores de pesquisa que vêm sendo desenvolvidos no CDTN (Centro de Desenvolvimento de Tecnologia Nuclear, em Belo Horizonte/MG). São formados por um arranjo de placas delgadas montadas em paralelo. Cada placa é constituída por um núcleo de urânio enriquecido disperso em matriz de aço inoxidável AISI-348 e pelo revestimento de aço inoxidável AISI-304. O revestimento é responsável pela retenção de produtos de fissão que venham a ser formados no núcleo. Para verificar sua integridade e qualidade de fabricação, alguns testes e ensaios são normalmente aplicados. Ele apresenta os avanços obtidos numa pesquisa que estava sendo desenvolvida com o objetivo de viabilizar o uso do ensaio de correntes parasitas como método de controle de qualidade de fabricação de tais combustíveis. Ele concluiu que a técnica, como método de controle da qualidade deste tipo de combustível nuclear, é uma alternativa viável e que pode melhorar o nível de confiabilidade e qualidade destes componentes.

O relatório de trabalho da Siemens B13/89/081 [12] instrui o teste de varetas combustíveis, por Correntes Parasitas, em reparo de elementos combustíveis, em piscina de elementos combustíveis. No elemento a ser reparado irradiado é utilizado o método das correntes parasitas para identificar a vareta defeituosa e caracterizar o tipo de dano. Para isso as varetas combustíveis são retiradas individualmente do EC aberto, e já durante o processo de retirada são submetidas ao teste de correntes parasitas com bobinas envolventes. A inspeção da vareta combustível é feita passando-a por dentro de uma sonda circunferencial envolvente, onde com a calibração pré-estabelecida, é possível identificar defeitos internos, externos ou transpassantes e alterações na condutividade, causadas, por exemplo, por cordão de solda, mola do pleno ou falta de homogeneidades eventualmente existentes. O teste da vareta combustível é conduzido com velocidade constante, através do sistema de sondas calibrado. A movimentação da vareta combustível pode ser feita com a haste de tração do dispositivo de troca de varetas combustíveis.

Azevedo et al. [13] nacionalizou a tecnologia de ensaio por Correntes Parasitas em varetas contendo Gadolinio, conforme Jiménez [7], que permitirá a atuação na INB (em produção de varetas contendo Gadolinio) e na Eletronuclear (no reparo de elementos

combustíveis). Através de documentação pesquisada na internet, foi observado que a empresa Argentina ENUSA (*Empresa Nacional del Uranio, SA*) já utiliza este sistema de medição.

1.6 – Metodologia do Trabalho

A metodologia da monografia é baseada na pesquisa da literatura existente, através de uma revisão bibliográfica e conhecimentos previamente estabelecidos e já estudados em outros trabalhos. A Técnica de Correntes Parasitas já foi estudada e é aplicada na inspeção da integridade das varetas dos elementos combustíveis e nos tubos dos geradores de vapor em usinas nucleares do tipo PWR.

A medição da camada de óxido foi desenvolvida em 2007 por Pereira [5] para usinas nucleoelétricas de reator pressurizado à água. Este autor desenvolveu um experimento e protótipos para provar a viabilidade do projeto nos elementos combustíveis usados em Angra I e II. Agora, propõe-se usar a técnica nos reatores PWR dos submarinos nucleares visando aumentar a confiabilidade operacional e a segurança, pois a tecnologia de construção dos elementos e varetas para EC são similares, aproveitando inspeções e manutenções parecidas.

1.7 - Definição dos Capítulos

A estrutura do trabalho é composta de capítulos bem definidos onde se percebe uma seqüência de construção dos conhecimentos crescente, em que o tema central é desenvolvido para atingir o objetivo final. Alguns outros assuntos são citados para enriquecer o tema, como por exemplo, tópicos de Engenharia de Manutenção, Confiabilidade e Análise de Segurança.

O capítulo 2 apresenta breves noções de engenharia nuclear para poder explicar e situar o leitor no chamado elemento combustível. São apresentadas as etapas do ciclo do combustível nuclear, o funcionamento de um reator nuclear PWR, características específicas para a seleção de materiais para uso na área nuclear, o elemento combustível e seus componentes.

Apresenta-se no capítulo 3 o sistema de manutenção vigente na Marinha do Brasil e descreve-se uma proposta de implantação de testes e ensaios para elementos combustíveis de submarinos nos moldes dos testes realizados em usinas nucleoelétricas do tipo PWR, visando à melhoria no desempenho, confiabilidade e segurança destes meios navais. Ao final são apresentados tópicos sobre descomissionamento e tratamento dos resíduos radioativos, especialmente os oriundos dos elementos combustíveis após o uso.

A corrosão é um dos defeitos mais comuns encontrados no elemento combustível e, portanto, ela é apresentada com exclusividade no capítulo 4. São citados os efeitos dela na integridade dos tubos e o código computacional PAD, utilizado pela INB para projetar varetas e simular as condições de corrosão no reator, com o intuito de ser usado como um instrumento de comparação das medidas de óxido feitas *in-situ* no depósito de elementos combustíveis pela técnica apresentada nesta monografia.

Os conceitos básicos de qualidade, confiabilidade e análise de segurança dos submarinos nucleares são descritos no capítulo 5. É apresentado o conceito de defesa em profundidade e barreiras de proteção, dando ênfase à importância da inspeção das varetas do elemento combustível para a instalação propulsora como um todo.

Os fundamentos teóricos da técnica Correntes Parasitas são apresentados no capítulo 6. Este capítulo também trata das vantagens e limitações do ensaio, fundamentos, tipos de sondas mais utilizadas, técnicas de análises e padrões para diversos tipos de aplicações.

O capítulo 7 descreve como foi o experimento de criação de amostras de tubos de Zircaloy-4 oxidados numa autoclave, utilizando o hidróxido de lítio como catalisador nas condições similares de operação do reator. Ainda neste capítulo, foi registrado o desenvolvimento das bobinas de medição de oxidação nas varetas dos EC e a teoria fundamental de operação e escolha dos tipos de sondas. Ao final, o autor descreve o possível local de funcionamento de uma unidade de inspeção e medição por Correntes Parasitas.

Finalmente, no capítulo 8 são apresentadas as conclusões e sugestões para trabalhos futuros, que servem como apoio e conselhos para a evolução do PROSUB.

Capítulo 2 – Engenharia Nuclear

2.1 – Fundamentos da Engenharia Nuclear

O conceito inicial de átomo indivisível sofreu modificações profundas com as experiências realizadas por Ernest Rutherford (1871-1937) e seus colaboradores. O modelo utilizado para representar o átomo, passou a ser concebido como tendo um núcleo pesado, com carga elétrica positiva e vários elétrons, com carga elétrica negativa, cujo número varia com a natureza do elemento químico.

A energia nuclear consiste na teoria atômica [14], [15], [16] de que os átomos são mais leves ou mais pesados, dependendo do número de partículas que se constituem. O mais leve é o do hidrogênio e o mais pesado é o urânio. A energia que o núcleo do átomo possui, mantendo prótons e nêutrons juntos, denomina-se energia nuclear.

Todos os processos neutrônicos importantes para a operação de um reator nuclear são causados por reações entre nêutrons e núcleos de átomos. Podem-se distinguir quatro reações neutrônicas essenciais:

- a) Espalhamento elástico – um nêutron é espalhado por um núcleo de átomo, alterando com isso a direção de sua trajetória e a sua velocidade. O processo obedece às leis de choque da mecânica clássica (conservação da energia e da quantidade de movimento) e representa essencialmente a base para a frenagem dos nêutrons rápidos para energias térmicas (moderação).
- b) Espalhamento inelástico – um nêutron com energia cinética elevada é capturado momentaneamente por um núcleo de átomo. O núcleo intermediário resultante encontra-se em um estado excitado e é instável. Emite um nêutron com menos energia cinética e a diferença da energia na forma de raios gama.
- c) Captura de nêutrons - um nêutron é capturado por um núcleo de átomo. O novo núcleo resultante encontra-se em um estado excitado e pode ser estável ou instável.
- d) Fissão nuclear - Quando um nêutron atinge o núcleo de um átomo de urânio-235 (têm em seu núcleo 92 prótons e 143 nêutrons, cuja soma dá 235), divide-o e ocorre a emissão de 2 a 3 nêutrons. Parte da energia que ligava os prótons e os nêutrons é liberada em forma de energia térmica proveniente da cinética dos produtos de fissão. Os nêutrons liberados na fissão atingem, sucessivamente, outros núcleos. Na fissão nuclear em cadeia, há grande liberação de energia. Dos elementos encontrados na

natureza, somente o U-235 tem a propriedade de se fissionar e, portanto, sustentar uma reação em cadeia. Para suspender ou minimizar a reação, teríamos que "apreender" os nêutrons liberados, impedindo os choques sucessivos.

A probabilidade de ocorrer cada uma das formas de interação acima depende da energia cinética do nêutron incidente, segundo Tauhata [14]. A classificação das energias dos nêutrons é a seguinte:

- a - Rápida: 0,1 MeV - 15 MeV
- b - Intermediária: 1 KeV - 100 KeV
- c - Epitérmica: 1 eV - 1 KeV
- d - Térmica: menor que 1 eV

Na prática, considera-se energia rápida para valores maiores que 0,5 eV e térmica para valores menores que 0,5 eV. Nêutrons térmicos (ou lentos) interagem com o núcleo atômico predominantemente na forma de espalhamento elástico e captura. Para nêutrons com energia cinética bem definida (monoenergéticos) incidindo em um núcleo alvo bem conhecido, a probabilidade de ocorrer uma das formas de interação é constante e é denominada de seção de choque microscópica (s). A unidade é o barn (b), onde 1 barn é igual a 10^{-24} cm^2 . Para cada tipo de reação nuclear, existe uma seção de choque correspondente que é uma característica do núcleo alvo, sendo entretanto, função da energia do nêutron incidente. A seção de choque total é a somatória das seções de choque individuais para cada tipo de reação nuclear.

Nos reatores nucleares industriais ou de propulsão naval do tipo PWR (*Pressurized Water Reactor*), a reação de fissão nuclear acontece dentro de varetas que compõem uma estrutura chamada elemento combustível. Eles são reatores térmicos (os nêutrons térmicos de baixa energia causam a maioria das fissões), chamados de reatores de potência (com o propósito de gerar energia), e refrigerados e moderados a água leve, usando Urânio enriquecido. O PWR foi a linha adotada pelo Brasil na construção de suas centrais nucleares e do futuro submarino nuclear de ataque (SNA).

Dentro do elemento combustível há também barras de controle, geralmente feitas de Cádmio, Boro ou Háfnio que absorvem nêutrons. Estas barras controlam o reator, homogeneizam a distribuição de potência no núcleo e compensa o excesso de reatividade do núcleo ao longo da queima. Quando as barras são inseridas no elemento combustível, o reator “pára”; quando saem, ele é ativado, pois a inserção e retirada do material absorvedor muda os níveis de fluxo de nêutrons (potência) de acordo com o necessário e desejado. Os materiais

absorvedores são empregados na forma de ligas metálicas, compostos na forma de pó compactado, pastilhas sinterizadas, dispersões metálicas e em solução líquida. Esse vocabulário simples é para que todos os leitores, sejam do ramo nuclear ou não, consigam compreender o funcionamento do reator.

No reator PWR o vaso de pressão contém a água de refrigeração do núcleo do reator. Essa água circula quente por um gerador de vapor, em circuito fechado, chamado de circuito primário. A outra corrente de água que passa por esse gerador (ciclo secundário) se transforma em vapor, acionando a turbina para a geração de eletricidade. Os dois circuitos não têm comunicação entre si, exceto na troca de calor na superfície dos tubos em "U" do gerador de vapor.

Os materiais combustíveis básicos para geração de energia nuclear, encontráveis na natureza, são o Urânio e o Tório. Outro material de importância, mas obtido por irradiação do Urânio, é o Plutônio (Pu). Dos principais isótopos fissionáveis: U-233, U-235, Pu-239 e Pu-241, somente o U-235 ocorre naturalmente, em concentrações menores que 1% em massa (0,71%). O restante é composto praticamente do U-238, o qual é fissionável. Os outros isótopos fissionáveis acima citados podem ser obtidos por absorção de nêutrons e subsequente decaimento beta pelos materiais férteis: Th-232 (Tório), U-238 e Pu-240. Maiores aprofundamentos e outros conceitos importantes podem ser vistos em Tauhata [14], Murray [15], Böhm [16] e Martins [17], que devido à riqueza do assunto, extrapola a conceituação básica que o autor achou necessária para fundamentar a teoria de engenharia nuclear da monografia.

Foram desenvolvidos vários processos de enriquecimento de urânio (ou aumento do percentual de U-235 na massa total), entre eles o da difusão gasosa e da ultracentrifugação (em escala industrial), o do jato centrífugo (em escala de demonstração industrial) e um processo a Laser (em fase de pesquisa). Por se tratarem de tecnologias sofisticadas, os países que as detêm oferecem empecilhos para que outras nações tenham acesso a elas. Para aumentar a concentração do isótopo de U-235 em comparação ao isótopo U-238 na massa total, o método mecânico se mostrou eficiente, utilizando uma máquina centrífuga de 70 mil RPM (rotações por segundo) para o enriquecimento. A taxa de conversão é da ordem de 500 partes de minério para se obter 1 parte do metal. Desta parte, mais de 99% é de U-238, sem finalidade na indústria nuclear.

Em termos simples, a ultracentrífuga propicia a separação do material de maior peso, que é jogado para a parede do recipiente, daquele de menor peso, que fica mais concentrado no centro. Para o combustível nuclear, interessa-se mais pelo isótopo 235, que é físsil. E como no urânio natural há uma quantidade muito pequena de U-235 (apenas 0,7% enquanto há

99,3% de U-238), é preciso fazer essa separação física ou aumentar a concentração do urânio físsil – é o processo de enriquecimento isotópico. Dentro da centrífuga, o isótopo de urânio 235 tende a concentrar-se mais no centro, e o U-238 fica mais próximo à parede do cilindro. Duas tubulações de saída recolhem o urânio, sendo que numa delas segue o urânio que tiver maior concentração de isótopos 235 (urânio enriquecido), e na outra, o que tiver mais 238 (chamado de subproduto). Dessa centrífuga o urânio é repassado para outra centrífuga e assim por diante, num processo em cascata. No final dessa cascata é recolhido o urânio com maior nível de enriquecimento, enquanto que na base permanece o subproduto.

O aproveitamento unitário das centrífugas é muito pequeno sendo, portanto necessário uma bateria de máquinas ou a chamada “cascata” para permitir a obtenção de maior quantidade de urânio enriquecido.

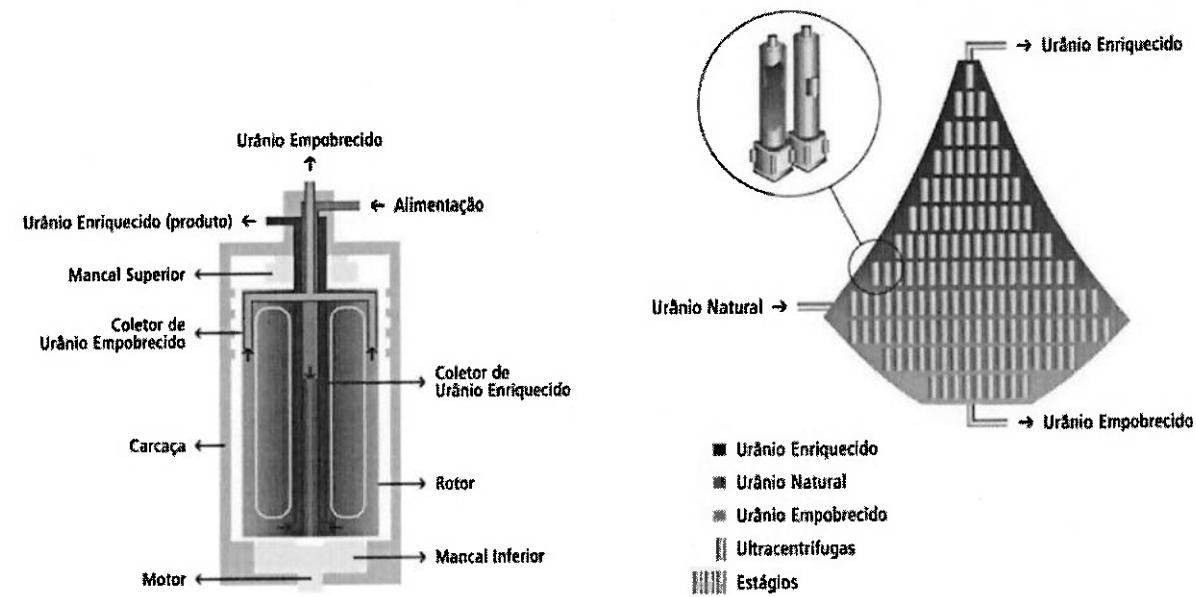


Figura 2.1 – Esquema de uma Ultracentrífuga, à esquerda [51]

Figura 2.2 – Conjunto de ultracentrífugas formando uma “cascata”, à direita [51]

2.2 - Ciclo do Combustível Nuclear

O Ciclo do Combustível Nuclear envolve as seguintes etapas [18]: Mineração, Conversão, Enriquecimento Isotópico, Reconversão, Fabricação de Pastilhas, Montagem do Elemento Combustível, estando ainda representado o reator nuclear para a geração de energia.

A Mineração é a primeira etapa do ciclo do combustível. Após o conjunto de operações, que têm como objetivo descobrir uma jazida e fazer sua avaliação econômica, prospecção e pesquisa é determinado o local onde será realizada a extração do minério do solo.



Figura 2.3 – Ciclo do Combustível Nuclear [5]

Na usina de beneficiamento o urânio é extraído do minério, purificado e concentrado sob a “forma de um sal” de cor amarela, conhecido como “yellowcake”, que é um óxido.



Figura 2.4 – Tambor de “yellowcake” [51]

A Conversão é a transformação do yellowcake (U_3O_8) em hexafluoreto de urânio (UF_6) e ela não é feita no Brasil. Reconversão é a operação contrária feita em Resende. Maiores

detalhes sobre o Ciclo do Combustível podem ser consultados em Dulce e Valim [18].

Conforme já explicado antes, o enriquecimento isotópico é a operação de enriquecimento do urânio que tem por objetivo aumentar a concentração do urânio 235 do urânio natural. O urânio natural contém apenas 0,7% de urânio 235, e para permitir sua utilização como combustível para geração de energia elétrica, necessita-se aumentá-lo para cerca de 3 % ou mais, dependendo da encomenda feita pela empresa que irá utilizá-lo.

A fabricação de pastilhas é o último processo químico do ciclo. O pó é prensado e aquecido em forno de sinterização para atingir o formato de pastilha. Estas pastilhas de dióxido de urânio (UO_2), que têm a forma de um cilindro de cerca de um centímetro de comprimento e de diâmetro, são produzidas na Fábrica de Combustível Nuclear (FCN) da INB, em Resende. Essas pastilhas são introduzidas em varetas metálicas, denominadas varetas combustíveis, que constituirão o elemento combustível. As pastilhas são inseridas por máquinas automáticas nas varetas que formam o elemento combustível. As varetas combustíveis, para uso em Angra I e II são fabricadas com tubos de Zircaloy-4, e rigidamente posicionadas em uma estrutura metálica, formada por grades espaçadoras, tubos guias e dois bocais (um inferior e outro superior), passam a ser denominadas elemento combustível - EC.

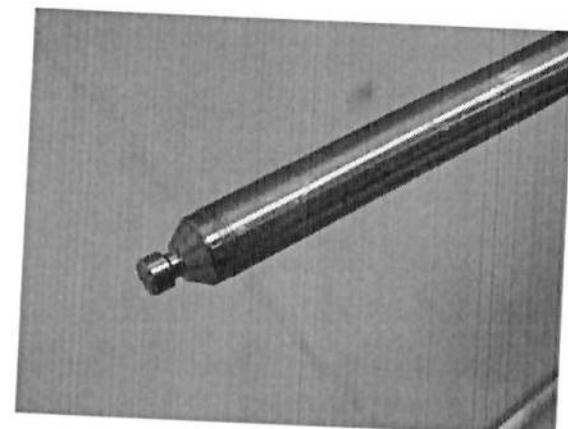
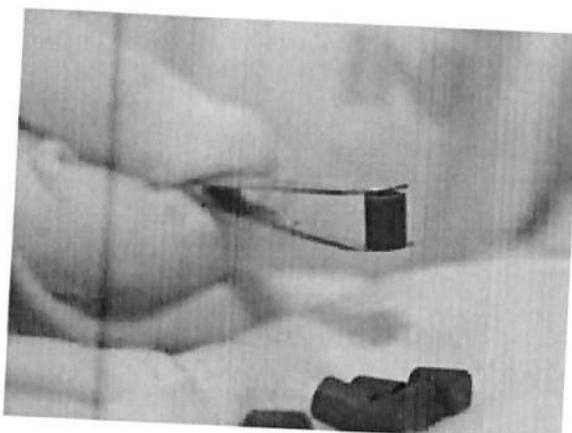


Figura 2.5 – Pastilha cerâmica de UO_2 [51]

Figura 2.6 - Detalhe da vareta que contém as pastilhas no elemento combustível [51]

Atualmente, o processo de enriquecimento é efetuado no exterior e o urânio enriquecido é enviado em contêineres para a Fábrica de Combustível Nuclear (FCN – Reversão). Parte desta etapa é realizada no país, com a utilização de tecnologia desenvolvida pelo Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo (CTMSP) e com a instalação das ultracentrífugas na FCN - Enriquecimento, INB em Resende.

2.3 - Comparativo do Submarino de Propulsão Convencional e Nuclear

Um submarino convencional dispõe de um gerador diesel e banco de baterias. O gerador diesel não está conectado diretamente ao sistema de propulsão. O sistema de propulsão de um submarino está ligado aos bancos de baterias e o gerador diesel recarrega tais baterias. Esta questão técnica implica numa jornada nos mares estar limitada ao combustível transportado e à carga útil das baterias [3]. No caso do submarino nuclear brasileiro, o sistema de propulsão não está diretamente conectado aos circuitos de geração termonuclear, mas podem ter outras configurações.

O submarino convencional é muito discreto quando propulsado pela energia de suas baterias, mas essa descrição é comprometida quando ele navega na superfície ou próximo dela, de modo a aspirar da atmosfera pela tubulação esnorquel e após a queima nos motores diesel liberar os gases pela descarga, para recarregar as baterias e poupar sua energia para as situações táticas de interação com o adversário. Assim, embora o submarino convencional possa ser mais discreto por curtos períodos, o nuclear é mais discreto no cômputo geral, porque independe da atmosfera. Outra vantagem do submarino nuclear é a distância que o submarino pode navegar e a velocidade com que pode fazê-lo. É flagrante a superioridade do submarino de propulsão nuclear, capaz de alcançar área distante com rapidez e nela executar patrulha extensa, graças à boa velocidade que pode manter por longos períodos. Essa vantagem também existe no cenário tático, pois o nuclear assume posição de ataque e se evade da reação com maior rapidez do que o convencional, que está sujeito às limitações das baterias. Foi a mobilidade dos submarinos nucleares que permitiu aos ingleses a rápida implementação e a eficiente manutenção da zona de exclusão no teatro das Malvinas, com poucos submarinos. Outra vantagem é a possibilidade do submarino nuclear operar por longo tempo, já que o combustível é inesgotável, sob a perspectiva prática operacional. Sua autonomia (tempo fora da base) é limitada apenas pela resistência das tripulações e pela capacidade de transportar gêneros (ou pelo consumo das armas), mas a do convencional é condicionada pela capacidade e pelo consumo de combustível.

Quanto ao tipo de propulsão, além dos submarinos convencionais e nucleares, podem ser encontrados ainda os híbridos e os de propulsão independente do ar, que usam motores diesel de ciclo fechado ou células de combustível, que gera energia a partir de um processo eletroquímico entre o hidrogênio e o oxigênio.

2.4 – Circuitos dos Reatores de Potência tipo PWR

Os reatores do tipo PWR tiveram seu desenvolvimento iniciado com o programa da marinha americana para construção de um submarino com propulsão nuclear, o Nautilus em 1955, sendo este o primeiro reator desenvolvido a gerar energia em escala não experimental. Os reatores pressurizados à água são os mais largamente utilizados na geração de energia, devido às boas características da água como refrigerante e como moderador, aliado à sua simplicidade, com um baixo custo, grande confiabilidade e facilidades de controle. Devido a estas características, os PWR são predominantes na propulsão de embarcações.

Podemos dividir uma instalação nuclear tipo PWR em dois circuitos distintos, primário (à direita, onde está o reator, gerador de vapor e pressurizador) e o secundário (no meio da figura onde estão as turbinas e o condensador), conforme mostra a figura 2.7.

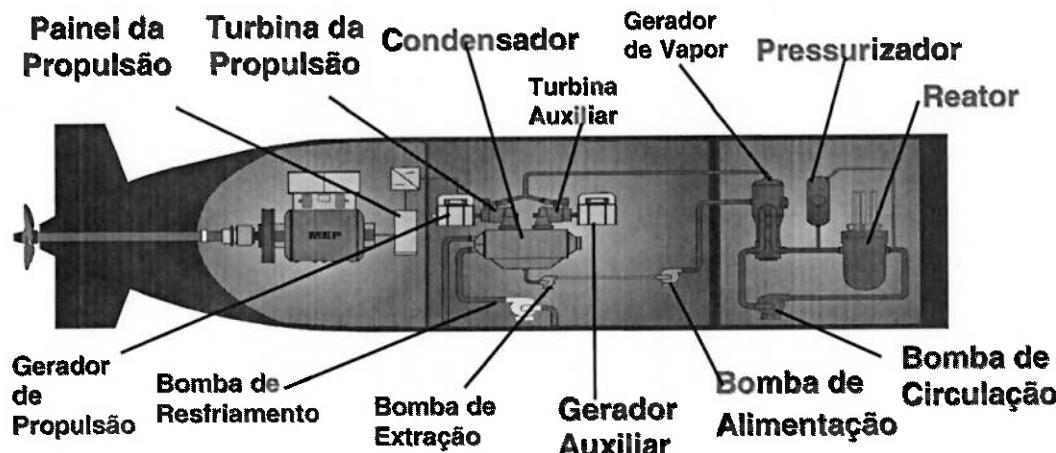


Figura 2.7 – Instalação Propulsora Nuclear [52]

No circuito primário é onde ocorre a geração de calor através da fissão nuclear, e onde fica contida a maioria dos equipamentos que trabalham diretamente com o refrigerante. A tubulação ligada à saída do reator é dita perna quente, e aquela ligada à saída do gerador de vapor, passando pelas bombas de circulação e voltando para o reator é dita perna fria. A fronteira entre os circuitos primário e secundário da planta é o conjunto de tubos dos geradores de vapor. Nestes equipamentos ocorre a transferência de calor com o resfriamento do refrigerante primário e a geração de vapor no refrigerante secundário. Os geradores de vapor se colocam como pontos críticos da planta. Falhas nestes equipamentos podem representar em contaminação do circuito secundário e eventual liberação de radionuclídeos para o ambiente externo.

Como equipamentos principais do circuito primário têm-se:

- i. O vaso do reator onde está contido o combustível e onde ocorre a fissão, abrigando ainda o dispositivo de controle da reação.
- ii. As bombas de circulação que garantem o fluxo do refrigerante através do circuito primário.
- iii. O gerador de vapor onde é feita a troca de calor entre o fluido do circuito primário e o fluido do circuito secundário.
- iv. O pressurizador tem a função de controle de pressão e nível do refrigerante no circuito primário.

O vaso de um reator tipo PWR é fabricado em aço carbono com revestimento em aço inox, de modo a suportar as altas pressão e temperatura de operação, da ordem de 150 bar e 350 °C.

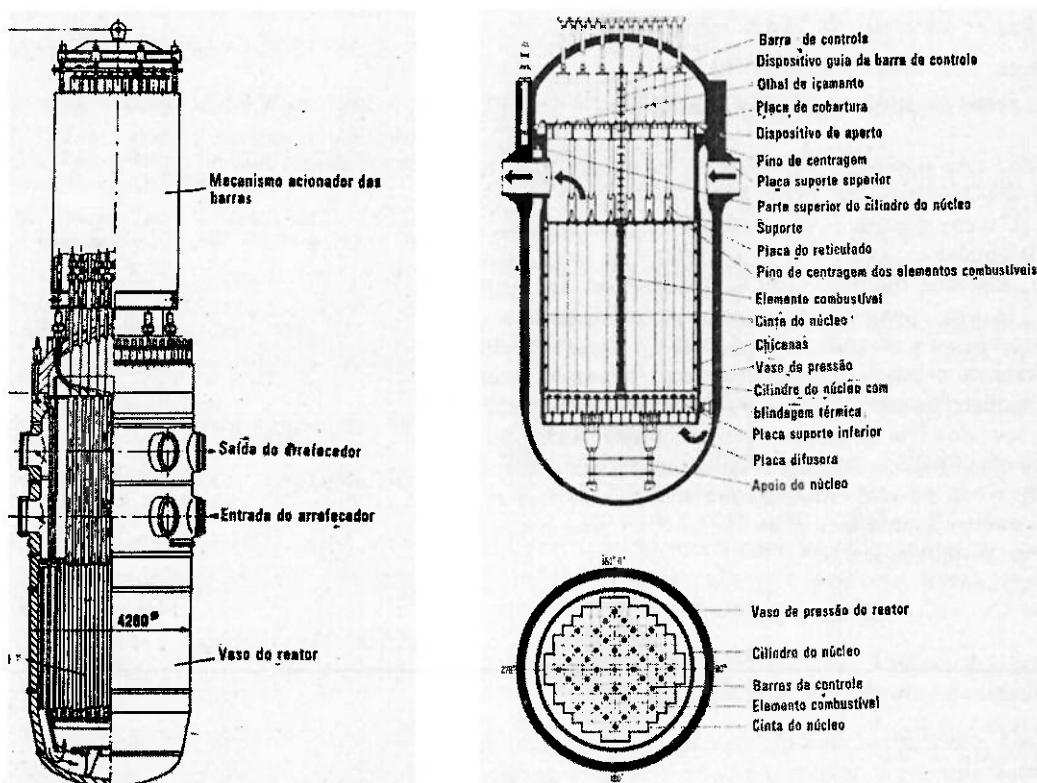


Figura 2.8 - Reator pressurizado à água (PWR) [16]

O refrigerante de um reator tipo PWR necessita trabalhar com pressões elevadas, pois se deseja que o seu estado seja líquido nas altas temperaturas necessárias para a geração de vapor no circuito secundário. O objetivo básico do refrigerante, segundo Perrotta [22], é remover e utilizar o calor gerado no reator. Para isso o material utilizado deve ter boas

propriedades de transferência de calor. Além disso, deve ter densidade que minimize a força de bombeamento, bem como ter um baixo ponto de fusão que eliminaria a possibilidade de solidificação e um alto ponto de ebulição para minimizar a pressão do vapor e maximizar a temperatura de trabalho e eficiência térmica da planta de potência. Os requisitos principais para os refrigerantes são, além dos citados acima:

- Baixa seção de choque de absorção
- Baixa radioatividade induzida
- Alta estabilidade térmica e de irradiação
- Baixa ação corrosiva
- Facilidade e segurança de manuseio

Os principais materiais utilizados como refrigerantes são: gases (He, CO₂, vapor d'água), líquidos (H₂O usada nos PWR, D₂O) e metais líquidos (Na, NaK).

Devido a limitações técnicas, tais como a dificuldade de se garantir as propriedades das soldas em chapas com espessura acima de 228 mm, apenas pressões da ordem de 140 bar a 175 bar podem ser praticadas, segundo Glasstone [19].

Em embarcações com propulsão convencional a vapor, a eficiência do ciclo tem grande influência no consumo de combustível, onde se procura o menor consumo possível por motivos de custos e redução do peso e espaço ocupado pelo combustível. Assim para as plantas nucleares pequenas melhorias na eficiência do ciclo secundário podem ser desconsideradas caso não ofereçam outra vantagem que não apenas uma pequena melhoria da eficiência térmica.

Na figura 2.9 tem-se o gerador de vapor que nada mais é que um trocador casco/tubo vertical (podendo ser horizontal também), possuindo um separador de umidade no topo, devido ao vapor saturado que é gerado.

Devido aos movimentos do navio e à superfície livre no gerador de vapor, são colocados mais de um sensor de nível e pressão para um mesmo parâmetro de controle, sendo usuais três sensores redundantes segundo Santos [3]. Este tipo de redundância é comum em instalações nucleares, devido à necessidade de maior confiança nos dados obtidos de instrumentos, e as dificuldades de reparo com a instalação em operação.

Böhm [16] diz que por motivos de operação e de projeto, convém operar o sistema primário à pressão constante. Devido à compressibilidade da água, um sistema primário completamente cheio de água estaria sujeito a fortes mudanças de pressão, quando oscilasse a temperatura. Conseqüentemente, a fim de compensar as oscilações de volume, prevê-se a

inclusão de uma quantidade limitada de vapor e água, aquecida até a temperatura de saturação correspondente à pressão de operação. A evaporação de uma parte dessa água ou a compressão do vapor atenuam as mudanças da pressão. O projeto prevê um vaso separado, o pressurizador, para conter as quantidades necessárias de água e vapor.

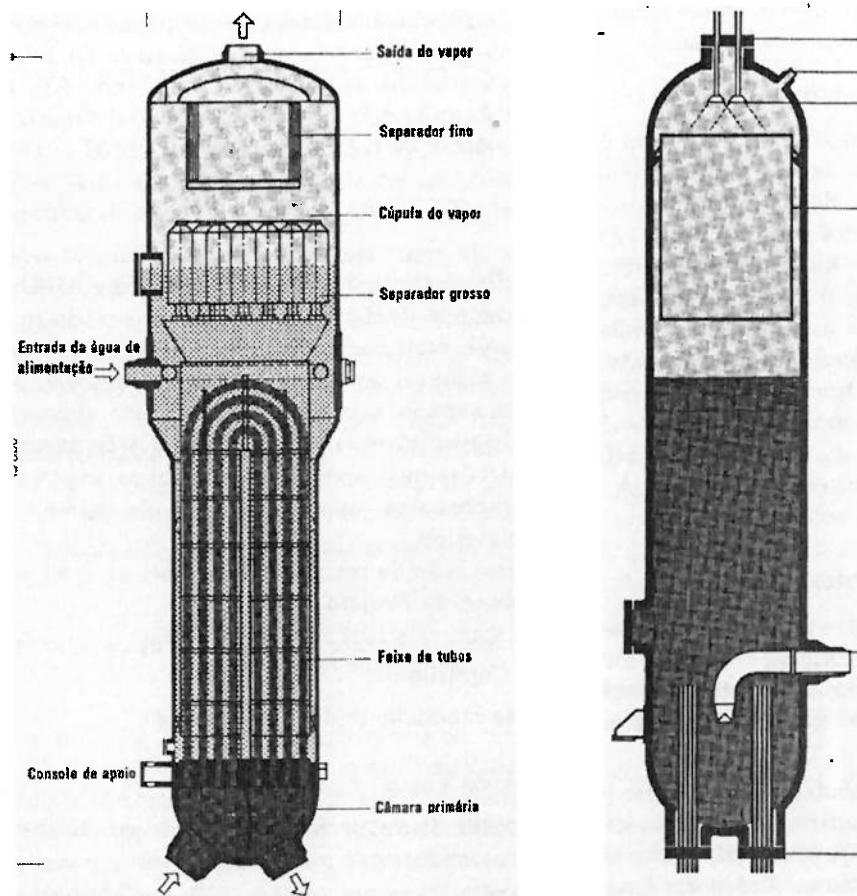


Figura 2.9 – Gerador de Vapor, à esquerda [16]

Figura 2.10 – Pressurizador, à direita [16]

O pressurizador é mostrado na figura 2.10. Ele é conectado, por uma tubulação de compensação de volume, com a tubulação de ligação entre a saída do reator e um dos geradores de vapor. Com carga nominal, o pressurizador está cerca de 60% cheio de água e 40% de vapor, mantido à temperatura de saturação correspondente à pressão de operação por uma aspersão contínua de água e por um aquecimento elétrico controlável. Em virtude do volume de vapor, dos dispositivos de aspersão contínua de água e do aquecimento elétrico, o pressurizador é capaz de compensar e controlar pequenas irregularidades e oscilações da pressão de serviço. É usual um pressurizador por reator.

Além dos equipamentos citados, o circuito primário possui equipamentos de apoio,

que atuam na purificação, controle químico e drenagem do refrigerante, bem como na segurança da instalação.

O circuito secundário de um submarino nuclear (SN) opera com o mesmo princípio das plantas nucleares convencionais a vapor, sendo composto basicamente de turbina, condensador, bombas de condensado e bombas de alimentação, conforme pode ser visto na figura 2.7. A caldeira é substituída pelo gerador de vapor do circuito primário, e o condensador é resfriado pela água do mar.

2.4.1 - Controle

O controle de potência em um reator é efetuado com a variação da reatividade do núcleo, que pode ser conseguida das seguintes formas [3]:

- Remoção ou adição de combustível no núcleo.
- Remoção ou adição de moderador.
- Remoção ou adição de material refletor de nêutrons no núcleo.
- Remoção ou adição de material absorvedor de nêutrons no núcleo.

A remoção ou adição de combustível implica em variação na massa de combustível no interior do núcleo do reator, podendo este atingir ou não a massa crítica para início da reação e influindo na criticalidade do núcleo.

A remoção ou adição de moderador influui na obtenção de nêutrons térmicos necessários para continuidade da reação em cadeia. Assim a retirada de moderador implica numa redução de nêutrons térmicos e, por conseguinte uma redução na reatividade do núcleo, ocorrendo o inverso com o acréscimo de moderador.

A remoção ou adição de refletor de nêutrons também atua na quantidade de nêutrons térmicos livres no núcleo para dar continuidade à reação.

A remoção ou adição de material absorvedor de nêutrons influui na quantidade de nêutrons disponíveis para manutenção da reação em cadeia.

O tipo de controle utilizado varia de reator para reator, dependendo das características do combustível e do moderador. Em reatores estacionários do tipo PWR, o controle é feito através de barras com material absorvedor de nêutrons, que são inseridas no núcleo do reator, controlando sua reatividade conforme o comprimento das barras que é inserida, ou através da adição de uma solução com material absorvedor de nêutrons (Boro) no refrigerante, sendo

normalmente utilizados os dois métodos para controle, o primeiro para as variações de carga em curto intervalo de tempo e o segundo para os processos de partida e parada da planta.

A alta seção de choque de absorção térmica do Boro e o baixo custo levou a uma utilização de materiais contendo em Boro em elementos de controle. Böhm [16] afirma que a reatividade em excesso de um reator com controle de ácido bórico é compensada, quase que exclusivamente por este ácido dissolvido no arrefecedor. Isso tem a vantagem de que o núcleo do reator esteja livre de barras de controle, estabelecendo-se uma distribuição uniforme da densidade de potência graças à distribuição homogênea do absorvedor. Apenas 0,2 % da reatividade constitui a reserva de controle, absorvida pelas barras. Todas as mudanças rápidas da reatividade, tais como mudanças da potência e da temperatura do arrefecedor, cabem ao sistema das barras de controle.

Na aplicação naval [3], a utilização de uma solução absorvedora de nêutrons ao refrigerante de reatores tipo PWR não é conveniente, pois o tempo de resposta a esta diluição é longo. E se houver naufrágio da embarcação onde haja inclusão de água do mar no circuito primário, haveria uma diluição da solução, aumentando a reatividade do núcleo, o que poderia acarretar na sua fusão. Uma solução de boro pode ser bem utilizada para ajuste fino da reatividade em caso de instabilidade em torno de alguma faixa de operação do reator, implicando, porém em um sistema auxiliar que controle a concentração de boro no refrigerante, bem como de um sistema de separação e tratamento deste.

As variações de carga em uma instalação nuclear de propulsão naval requerem uma resposta 50 vezes mais rápida que aquela possibilitada por uma instalação de terra para uma variação de carga [3]. Nas instalações nucleares de terra a operação se faz em patamares de potência bem definidos, não sendo necessária uma resposta imediata quando da variação de carga. Na aplicação naval, a potência necessária pode variar muito rapidamente dependendo da condição de mar ou de batalha, como nas embarcações militares.

O mecanismo de acionamento das barras de controle é composto por um motor, que acoplado por engrenagem ao eixo da barra de controle possibilita seu içamento ou abaixamento dentro do núcleo do reator.

2.4.2 – Blindagem

Na superfície do reator os níveis de radiação gama são 10^{10} vezes maiores que o nível biologicamente aceitável, sendo este valor para nêutrons de 10^{12} vezes maior [19]. Para diminuir os níveis da radiação proveniente da instalação propulsora nuclear são colocadas

blindagens ao redor do vaso do reator e dos equipamentos a ele ligados, promovendo assim níveis de radiação aceitáveis nas áreas habitáveis próximas ao compartimento do reator. Além disto, as radiações podem degenerar equipamentos ou instrumentos eletrônicos, podendo interferir na leitura de alguns instrumentos, sobretudo aqueles ligados ao controle do reator e à monitoração de radiação [3].

As principais fontes de radiação de uma instalação de propulsão nuclear são:

- O núcleo do reator, onde ocorre a fissão, o refrigerante e os equipamentos que operam com ele, devido ao fenômeno da ativação ou da presença de material radioativo desprendido do interior do vaso do reator.
- Estruturas metálicas ou materiais que na sua composição possuam materiais ativáveis e que estejam sofrendo a ação da radiação, que por poderem ser ativadas podem se tornar uma nova fonte de radiação.

A blindagem representa cerca de 30% do peso da planta propulsora, devendo o seu dimensionamento ser feito com muito critério e precisão de modo a não penalizar a embarcação como um todo. Maiores detalhes sob os princípios de projeto aplicados à blindagem podem ser consultados em Santos [3].

2.4.3 - Arranjo

O arranjo de uma instalação nuclear de propulsão é de fundamental importância no projeto da embarcação [3], pois possui um forte impacto sobre o dimensionamento da blindagem radiológica secundária, que envolve a contenção, uma vez que define a posição das principais fontes de radiação internas ao compartimento do reator. Além disto, o arranjo define a posição das principais áreas habitáveis da embarcação, ditando assim as doses de radiação admissíveis nos arredores do compartimento do reator, influindo também por isto no dimensionamento da blindagem. O posicionamento dos equipamentos auxiliares e de segurança influi no dimensionamento destes sistemas, ditando ainda as cargas dinâmicas a que equipamentos e estruturas estarão sujeitos devido aos movimentos do navio ou a cargas de choque oriundas de explosões, como no caso de embarcações militares.

As principais fontes de radiação no interior da contenção são o núcleo do reator e os equipamentos e tubulações que trabalham diretamente com o refrigerante. Os equipamentos que são fontes de radiação devem estar mais agrupados possíveis de modo a reduzir a área necessária para blindagem. Áreas não habitadas ou de baixa freqüência de ocupação devem

ser arranjadas próximas ao compartimento do reator, admitindo assim níveis mais elevados necessárias no local. A distância de regiões habitáveis às fontes de radiação tem grande impacto do ponto de vista de blindagem.

2.5 – Apresentação do Elemento Combustível

A busca de materiais para uso em elementos combustíveis nucleares, que apresentem baixa seção de choque para absorção de nêutrons e no caso de tubos de revestimento dos EC, que mostrem boa resistência mecânica e à corrosão, levou ao estudo do Zircônio [20]. Este metal por não apresentar boas qualidades mecânicas a altas temperaturas a que submetido em regime de trabalho num reator, é estudado para formar ligas que melhorem suas propriedades mecânicas. Dessa ligas, uma das mais usadas atualmente é o Zircaloy-4 que é predominante usado nos reatores de Angra I e II.

A importância da utilização desta liga está relacionada à sua baixa seção de choque para absorção de nêutrons, a um elevado ponto de fusão e à boa resistência mecânica e à corrosão. Segundo Paiva [13], apesar do Zircônio ter sido considerado raro, sabe-se hoje que ele é o 11º elemento mais abundante na crosta terrestre na frente do Níquel, Cobre e Zinco. O Hafnio está sempre associado a ele (0,5 a 3 %) e tem propriedades físicas e mecânicas semelhantes, mas, no entanto é um absorvedor de nêutrons, o que faz com que o Zircônio utilizado em elementos combustíveis nucleares tenha que ser isento de Hafnio.

Os tubos de revestimento do combustível, fechados em ambas as extremidades por meio de tampões soldados, servem para fixar o combustível, protegendo-o da ação corrosiva e destrutiva do refrigerante, impedem a liberação de produtos de fissão para o refrigerante e garantem, em razão de suas propriedades mecânicas especiais, segurança na manipulação, assim como irradiação intensa e econômica do UO₂.

O Zircaloy-4, principalmente, dentre as ligas de zircônio, demonstrou ser eficiente. Na Tabela 2.1 tem-se a composição química do Zircaloy-4. O Zircaloy-4 não contém níquel como elemento de liga e representa um desenvolvimento posterior ao Zircaloy-2. A base inicial para as ligas de zircaloy é o chamado zircônio-esponja que, devido às impurezas, não é suficientemente resistente à corrosão. Através da adição dos elementos de liga tais como estanho, ferro e cromo, obtém-se melhorias das propriedades desejadas [20].

No caso do Zircaloy, os limites de utilização são dados pela sua resistência à corrosão e à deformação plástica, enquanto que a perda de ductilidade através da corrosão por hidrogênio não deve mais ser considerada como fator limitativo.

A configuração geral dos elementos combustíveis para gerar calor e possibilitar sua transferência para o refrigerante, como mostra a figura 2.7, é uma combinação de varetas combustíveis num arranjo espaçado e reticulado, com algumas posições previstas para a inserção de barras de controle. Os componentes são projetados para atender uma série de exigências funcionais, conforme Carrilho [21].

Tabela 2.1 - Composição da Liga de Zircaloy-4

Elementos	% peso
Sn	1,30
Fe	0,20
Cr	0,11
O	0,118
Si	0,01
Zr	Balanceado

Este reticulado de varetas é sustentado por um esqueleto de grades espaçadoras de Inconel soldadas em alturas diferentes de tubos-guias, que por sua vez garantem os canais para a passagem das barras de controle.

Os tubos-guias são conectados aos bocais superior e inferior, de aço inoxidável, através de conexões parafusadas, permitindo que estes bocais sejam retirados para eventuais trocas de varetas, mesmo depois de irradiados. Sobre o bocal superior são montados quatro conjuntos de molas de Inconel para a retenção do elemento combustível no núcleo do reator.

As varetas combustíveis se fixam às grades espaçadoras por contato com molas que as empurram contra batentes, permitindo seu deslocamento axial relativo à estrutura. Como as varetas crescem acentuadamente com a irradiação, existe um espaço livre entre elas e os bocais.

Os bocais, além de servirem para posicionar os elementos combustíveis no núcleo e direcionar o fluxo do refrigerante, também servem de anteparo das varetas caso elas desçam de suas posições originais, fixadas pelas molas da grade.

No circuito primário do refrigerante, a água, que serve também como moderadora da velocidade de nêutrons, flui nos canais entre as varetas combustíveis da parte inferior para a superior do elemento combustível, extraíndo energia e entregando-a ao gerador de vapor.

A Figura 2.11 apresenta esquematicamente os componentes do elemento combustível para o reator Angra I. Este elemento combustível da figura é do tipo (16x16)-20-I, que representa o reticulado de 16 por 16 varetas combustíveis diminuídas de 20 posições para tubos-guias e uma posição para tubo de instrumentação. Devido ao caráter sigiloso dos

projetos e desenhos das IPN do SNA, o autor não conseguiu na literatura uma figura que mostre o EC de um submarino, porém sabe-se que é um reticulado de 17 por 17 varetas num EC com aproximadamente 1 (um) metro de altura, num total de 21 EC no núcleo do reator.

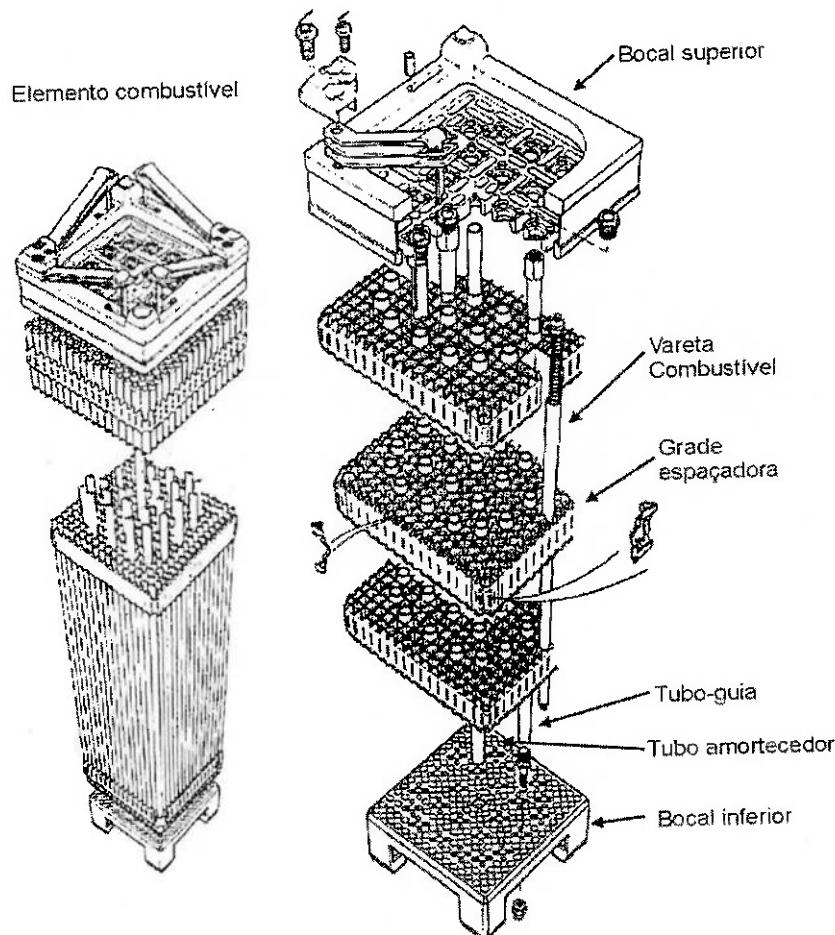


Figura 2.11 – Apresentação dos Componentes de um Elemento Combustível de Angra I [18]

2.6 - Propriedades Gerais e Especiais na Seleção de Materiais de Elementos Combustíveis

No projeto de um reator nuclear e seus combustíveis, a seleção dos materiais é uma etapa importante, pois envolve o conhecimento de suas propriedades para todas as situações envolvidas e, principalmente, a mudança dessas propriedades num meio de alta radiação. Os requisitos de propriedades materiais em reatores podem ser divididos em duas categorias principais [22]:

- i. Propriedades gerais ou considerações básicas, e
- ii. Propriedades especiais ou considerações particulares.

As propriedades gerais são similares às propriedades convencionais na engenharia as quais são referidas na maioria dos projetos de engenharia. Essas propriedades são:

- Resistência mecânica
- Ductilidade
- Integridade estrutural
- Conformabilidade
- Usinabilidade
- Corrosão
- Propriedades de transferência de calor
- Estabilidade térmica
- Compatibilidade
- Disponibilidade e custo

Na maioria dos casos práticos a resistência mecânica, a integridade estrutural e a resistência à corrosão decrescem com aumento da temperatura. Particularmente a condutividade térmica do óxido de urânio e plutônio decresce drasticamente perto do ponto de fusão. Além disso, o refrigerante pode vaporizar e tornar o reator instável a altas temperaturas. A estabilidade térmica é essencial para a segurança do reator.

As propriedades especiais requeridas para materiais nucleares resultam das fontes de radiação nuclear, ou irradiação, e das condições do sistema do reator. As propriedades dos materiais podem ter uma grande variação sob irradiação.

- a) Propriedades neutrônicas - consistem principalmente da forma de interação dos nêutrons com o material. A interação pode dar-se por fissão, captura e espalhamento. A medida da probabilidade da interação é denominada seção de choque. Cada elemento de um determinado material tem uma característica própria de seção de choque de absorção (captura ou fissão) e de espalhamento e a seleção do material deve compatibilizar esta característica com a função do material ou componente dentro do reator.
- b) Radioatividade induzida - a absorção de nêutrons térmicos ou rápidos em um reator nuclear pode gerar transmutações nucleares e produção de isótopos instáveis e estáveis. As partículas alfa e beta e a radiação gama emitidas durante as transmutações nucleares e produção de isótopos são referenciadas como a radioatividade induzida das reações nucleares. Se o isótopo tem uma meia vida longa ou a radiação gama é de alta energia, haverá dificuldade em inspecionar, reparar e desenvolver manutenção sob condições de

intensa radiação. Essa dificuldade é muito comum em plantas nucleares.

- c) Estabilidade à irradiação - a irradiação com nêutrons no reator induz a mudanças sensíveis nas propriedades físicas, mecânicas e metalúrgicas dos materiais. Além disso, no combustível, com a fissão do Urânio ou Plutônio são produzidos produtos de fissão, sendo alguns deles gasosos, o que gera uma mudança na matriz do material combustível. Efeitos como inchamento, densificação, são observados no combustível, mudanças de propriedades mecânicas, como por exemplo, ductilidade e fluência são observadas em materiais estruturais.
- d) Interação química e interdifusão de partículas - são freqüentemente observadas em espécimes irradiados interações químicas e interdifusão de partículas entre o material combustível e o material utilizado para revesti-lo. Em geral isto pode enfraquecer a integridade estrutural e a estabilidade à irradiação, bem como deteriorar a transferência de calor do combustível para o refrigerante.

As mudanças causadas nas características físicas dos materiais dependem da sua natureza e temperatura. De modo geral os efeitos da radiação são menores para os materiais a temperaturas mais altas, pois nesta condição um átomo deslocado de sua posição pode mais facilmente retornar a ela, mantendo a estrutura original do reticulado quando comparado com os metais a temperaturas menores. Em alguns casos os danos da radiação podem ser removidos com um recozimento do metal, que facilita a reordenação da sua estrutura cristalina.

Em algumas condições o metal apresenta um aumento na dureza, na tensão de escoamento e na tensão de ruptura, com uma redução na ductilidade.

Para um conhecimento mais profundo sobre os combustíveis nucleares, seus componentes, os materiais e suas propriedades, consultar as referências [16], [20], [21] e [22].

2.7 – Recomendações sobre a troca de combustível nuclear

Após um longo período de operação, quando o combustível houver se exaurido, deverá ser procedida a troca do núcleo "queimado" por um novo combustível. O material acumulado no núcleo do reator durante sua operação é de alto nível de radiação, implicando por isto em equipamentos e procedimentos especiais, bem como pessoal treinado, que

garantam a segurança na troca do combustível.

Devido à complexidade na operação de troca do combustível e devido à sua baixa freqüência de ocorrência, esta deve ser programada de modo a coincidir com as paradas normais da embarcação para reparos e manutenção, tais como docagens e inspeções anuais (PMG). Assim podem-se aliar dois processos de longa duração em atividades paralelas. O SNA passará por PMG a cada 5 anos e diferentemente dos EC das usinas nucleares de Angra I e II, que usam os EC por três ciclos de aproximadamente 15 meses, os EC do SNA deverá ter a necessidade cíclica operacional de ter seus elementos combustíveis nucleares totalmente substituídos de quatro em quatro anos, de acordo com informações na palestra proferida aos alunos da Universidade Federal do Rio Grande (FURG) pelo Almirante-de-Esquadra da reserva José Alberto Accioly Fragelli em 2 de março de 2010. Ele disse ainda que as duas atuais usinas civis brasileiras usam urânio enriquecido de 3,2 a 4 % e que os EC do reator do SNA usará urânio enriquecido a até 7%.

As imagens e planos exibidos na palestra mostraram dois diques totalmente cobertos para atender a duas embarcações submarinas nucleares ao mesmo tempo na chamada “Ilha Nuclear” onde os futuros submarinos nucleares serão construídos, receberão manutenção e onde se processará a troca do elemento combustível do reator quando necessário. Ela deverá ser construída num recorte da encosta e será instalada sobre leito firme de rocha ao contrário do resto do complexo que será feito sobre aterro e plataformas sobre o mar.

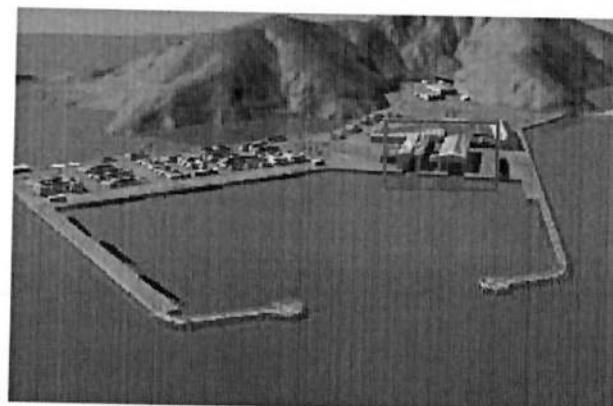


Figura 2.12 – Ilustração da futura base e estaleiro em Itaguaí-RJ [50]

Foi explicado que o projeto da base e estaleiro de Itaguaí teve um processo extremamente complexo de licenciamento ambiental e licenciamento nuclear na CNEN (Comissão Nacional de Energia Nuclear) e as múltiplas exigências fizeram que o projeto tivesse 24 variações de layout até a aprovação final e mesmo com as primeiras obras do

estaleiro e da base de Itaguaí tendo sido iniciadas em fevereiro de 2010 a parte da chamada “Ilha Nuclear”, que é o coração do projeto, destacada na figura acima.

O estaleiro e a base ficarão a cerca de quatro quilômetros da Nuclep que é responsável pela construção das grandes seções cilíndricas do casco submarino e da Fábrica de Estruturas Metálicas, que ficará ao lado da Nuclep, onde uma substancial parte de itens do submarino será incorporada nas seções feitas ali mesmo na Nuclep e seguirá por uma via reforçada até ao túnel de acesso do estaleiro e base que será grande o suficiente para possibilitar o acesso seguro das seções de submarino ao complexo.

Face ao período muito curto de troca dos elementos combustíveis nucleares nos modelos brasileiros, comparativamente em relação aos modelos americanos (troca em 30 anos ou o equivalente à vida útil da Classe Virgínia) e franceses (8 a 10 anos), uma boa parte do esforço de engenharia do projeto do reator naval brasileiro estará se dando no sentido de permitir a troca dos elementos combustíveis num tempo bem mais longo que o normalmente é conseguido nos modelos de outras origens. A realização bem sucedida desta característica do projeto será essencial para permitir a maior operacionalidade possível da frota submarina nuclear que o Brasil pretende construir.

O tempo de duração de um combustível é de difícil definição, uma vez que no processo de fissão há o surgimento de materiais absorvedores de nêutrons e de materiais físseis provenientes de materiais férteis existentes no núcleo, como o U-238. Assim a vida útil de um determinado combustível é função da quantidade de material físsil e fértil existente no núcleo.

O processo de troca de combustível deve ser realizado com a máxima segurança devido ao grande risco de contaminação envolvido e devido ao alto custo do combustível.

Santos [3] descreve que para a troca de combustível deve ser previsto um acesso direto por meio de uma escotilha ao topo do reator, de modo a evitar movimentação horizontal do elemento combustível dentro da embarcação e diminuir o tempo de exposição à radiação do pessoal envolvido na operação. Deve sempre haver pessoal treinado de reserva de modo a substituir aqueles que por ventura tenham recebido doses de radiação dentro do limite do admissível.

Após o desligamento do reator seu núcleo continua gerando calor devido ao decaimento dos produtos de fissão existentes no núcleo gasto, dito calor de decaimento.

A taxa do calor de decaimento é rápida no início e vai se reduzindo com o tempo, mas este resfriamento pode levar semanas ou mesmo meses, sendo importante por isto um sistema

para resfriamento do núcleo após a retirada deste da embarcação, de modo a evitar uma possível fusão do núcleo retirado, podendo causar a liberação de radionuclídeos.

O processo de retirada do combustível gasto começa com a remoção da blindagem superior do vaso do reator, a retirada dos elementos de conexão com as barras de controle e o desligamento de elementos fixados ao tampo do vaso do reator, conforme figuras 2.13 e 2.14.

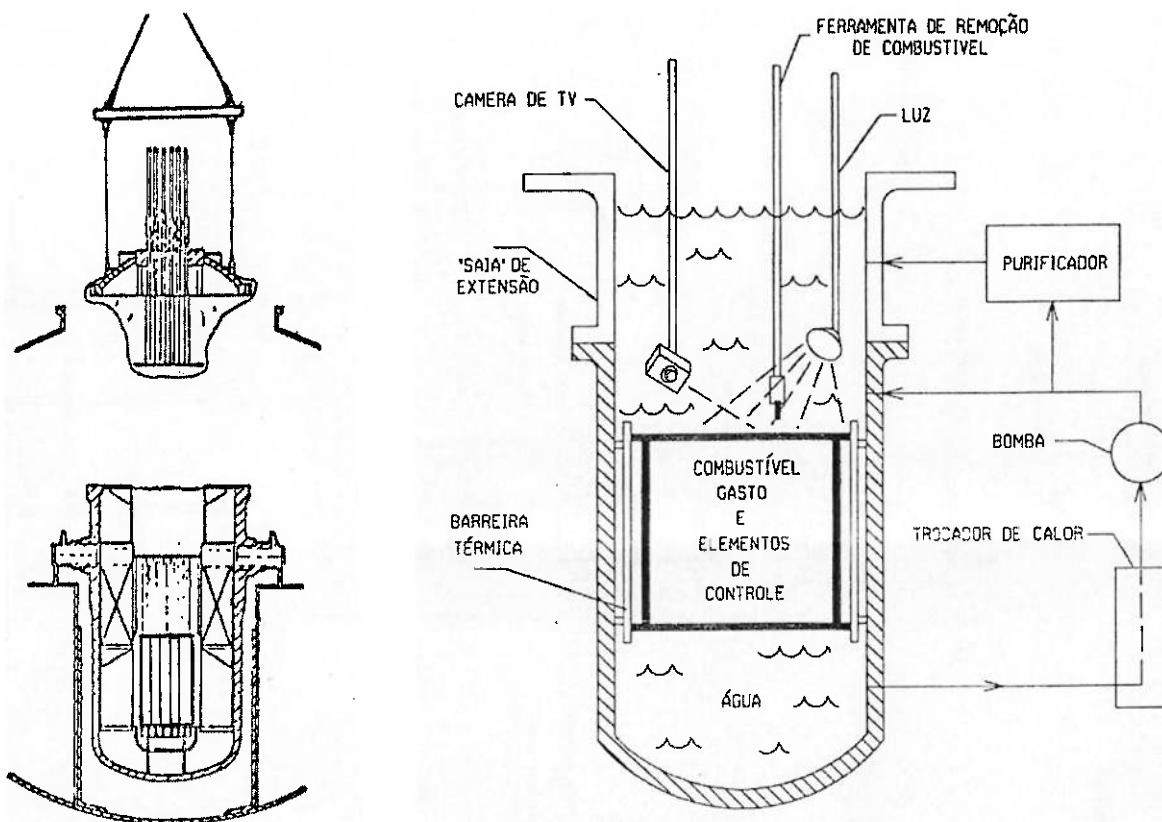


Figura 2.13 – Remoção do tampo superior para troca do combustível [3]

Figura 2.14 – Processo de troca de combustível e inspeção do vaso [3]

Antes da abertura do núcleo, deve haver a exaustão e descontaminação do ar e a remoção do excesso de água, além do tratamento para aumento da blindagem à radiação do conteúdo residual com boro. Através de maquinário especial, são retirados os prisioneiros de fixação do tampo do vaso e este é removido, sendo adaptada uma extensão ao corpo do vaso de modo a aumentar a altura da lâmina d'água deste, garantindo uma blindagem adicional e água para o resfriamento do núcleo.

Uma vez retirado o tampo e colocada a extensão, uma câmera operada remotamente é introduzida no vaso para inspeção superior do combustível. Ferramentas especiais comandadas a distância, desconectam dos eixos de atuação dos elementos de controle, que ficam livres dentro do núcleo. É introduzida então uma máquina para a troca de combustível, que tem acesso a todos os elementos combustíveis, retirando-os um a um com movimentação

na vertical e encaminhados para as piscinas de combustível usado da “Ilha Nuclear” que possuem um sistema de resfriamento.

Alguns países possuem tecnologia de reprocessamento e pode-se armazenar um ou mais elementos em recipiente blindados, sendo este valor função da máquina de troca e da massa total do combustível. Este recipiente é então transferido para uma planta de reprocessamento, onde serão reaproveitados os materiais físsveis e férteis do combustível.

Devido ao grande peso dos itens envolvidos, tais como máquina de troca, recipiente blindado e combustível, equipamentos de movimentação de carga precisos e com possibilidade de movimento nas três direções devem ser utilizados, procurando evitar movimentos bruscos que poderiam levar à liberação de gases radioativos contidos no núcleo. O local onde for ocorrer a troca de combustível, deve ainda possuir uma área para armazenar com segurança o combustível gasto, até que seu calor de decaimento atinja valores aceitáveis para o seu transporte até a usina de reprocessamento.

O carregamento com combustível novo é um processo mais simples, devendo ser precedido de uma inspeção do vaso do reator e descontaminação dos equipamentos e da área onde a troca foi realizada. Neste processo há a inspeção e troca dos elementos de controle e de partes dos internos do reator. Após a troca por combustível novo, são feitos todos os testes necessários para início de operação da instalação, tais como estanqueidade e de operação dos sistemas de segurança.

Aqui se percebe novamente a importância de um estudo profundo do arranjo do navio de modo a facilitar as operações envolvidas na troca de combustível, e reduzir o tempo e o custo para o "reabastecimento" do navio.

Nos portos devem ser previstos os equipamentos necessários para a descontaminação do navio ou do próprio porto em caso de vazamento de radionuclídeos. Os líquidos radioativos produzidos pela instalação propulsora durante a viagem, tais como os drenos do circuito primário, que são armazenados em tanques existentes no navio, devem ser descarregados no porto onde o navio estiver baseado. Estes líquidos devem ser tratados, devendo por isto a base possuir sistemas para purificação dos rejeitos radioativos criados após algumas viagens do navio. Um sistema para captação e tratamento do ar da contenção deve existir no porto ou base do navio, de modo a permitir a sua descontaminação e exaustão para um acesso seguro.

Capítulo 3 – Proposta de Manutenção e Inspeção para a Instalação Propulsora Nuclear

3.1 - Introdução

Para a ABNT – Associação Brasileira de Normas Técnicas, a manutenção é conceituada como: A combinação de todas as ações técnicas e administrativas, incluindo as de supervisão, destinadas a “manter” ou “recolocar” um item em um estado no qual possa desempenhar uma função requerida.

Numa visão moderna, a função da manutenção é definida como sendo: A garantia da disponibilidade da função dos equipamentos e instalações de modo a atender a um processo de produção e a preservação do meio ambiente, com confiabilidade, segurança e custo adequados.

As exigências de confiabilidade e disponibilidade do mundo moderno, em face da globalização, são de tal ordem que exigem dos gerentes de manutenção e operação responsabilidades que só podem ser realizadas com processos adequados de gestão. Em consequência, as empresas buscam cada vez mais, sistemas e métodos para auxiliar a esses gerentes em suas funções.

O nível de gerenciamento das atividades de manutenção não deve ter seu escopo voltado apenas em manter as condições originais dos equipamentos, mas introduzir melhorias que visam a aumentar a produtividade alterando as condições originais de operação, desempenho e de novos patamares de confiabilidade. As atividades de melhoria requerem ações específicas tanto a nível técnico com gerencial que resultarão em: modificações de padrões, procedimentos existentes, qualidade da manutenção, qualidade da produção e das instalações.

Este item visa dar importância à Engenharia de Manutenção que é o conjunto de atividades que permite que a confiabilidade seja aumentada e a disponibilidade garantida [24] para a segura operação do futuro submarino nuclear brasileiro. Propor uma técnica de inspeção e controle de oxidação das varetas isoladamente, sem uma política clara e conceitos fundamentais de manutenção, pode dificultar a qualidade e o momento correto para a execução destes serviços na IPN.

3.2 - Sistema de Manutenção na Marinha do Brasil

O PROGEM (Programa Geral de Manutenção) é um documento de planejamento elaborado pelo Setor Operativo, de acordo com o Ciclo de Atividades de cada meio, para um período de quatro anos, e que tem como propósito propiciar aos meios navais, aeronavais e de fuzileiros navais a plena capacidade operativa. Ele é tratado na EMA-320 [23].

Os conceitos utilizados na Marinha do Brasil para a manutenção e suas atividades são:

a) Manutenção

É o conjunto de atividades técnicas e administrativas que são executadas visando manter o material na melhor condição para emprego com confiabilidade, segurança e custo adequado e, quando houver avarias, reconduzi-lo àquela condição.

b) Sistema de Manutenção

Conjunto integrado de pessoal, instalações, equipamentos, instrumental, sobressalentes, documentos e ferramental, dinamizados segundo métodos e procedimentos estabelecidos por normas baseadas em princípios e técnicas, visando manter o material pronto para utilização, no local apropriado, no momento oportuno, dentro de suas características de projeto e da maneira mais econômica.

c) Períodos de Manutenção (PM)

São os períodos em que o meio se encontra indisponível, para fins operativos, como forma de viabilizar realização das atividades de manutenção.

d) Período Operativo

É o período definido pelo Setor Operativo, compreendido entre dois PM de longa duração (PMG, PMGA, PMM, PCM).

e) Ciclo de Atividades

Ciclo composto de um Período Operativo e de um PM de longa duração (PMG, PMGA, PMM, PCM). Tem início com a operação do meio, após sua incorporação à MB ou após o encerramento de um PM de longa duração, e termina ao se concluir o PM de longa duração seguinte. Vida Útil compreende o período que vai desde a incorporação do meio à MB até a sua baixa.

f) Manutenção Preventiva

É o tipo de manutenção executada para reduzir ou evitar a falha ou queda do desempenho do material, sua degradação e, ainda, reduzir a possibilidade de avarias, através da intervenção e/ou remoção periódica do item. Deve obedecer a um plano previamente elaborado, baseado em intervalos definidos de tempo.

h) Manutenção Preditiva

Esta manutenção é constituída pelo conjunto de medidas, com base em modificações de parâmetros de condições ou desempenho, que têm como propósito caracterizar, acompanhar, diagnosticar e analisar a evolução do estado de equipamentos e sistemas, subsidiando o planejamento e a execução de ações de manutenção para quando forem efetivamente necessárias, a fim de prevenir a ocorrência de falhas e avarias, permitindo a operação contínua pelo maior tempo possível.

i) Manutenção Corretiva

Tipo de manutenção que se destina a reparar ou recuperar o material danificado para repô-lo em condições de uso.

- **Classificação das atividades de manutenção**

As atividades de manutenção são classificadas em escalões, segundo a complexidade dos serviços a serem executados, a capacitação técnica do mantenedor e os tipos de manutenção. Esta classificação preserva a cultura sobre os escalões de manutenção existentes na MB, enfatizando o conceito de manutenção preditiva nas atividades de manutenção planejada. São quatro os escalões de manutenção do material:

- **1º Escalão**

Compreende as ações realizadas pelo usuário, com ou sem o concurso da organização militar responsável pelo material, com os meios orgânicos disponíveis, com o propósito de manter o material em condições de funcionamento e de conservação.

- **2º Escalão**

Compreende as ações realizadas em organizações de manutenção e que ultrapassam a capacidade dos meios orgânicos da organização militar responsável pelo material.

- **3º Escalão**

Compreende as ações de manutenção que exigem recursos superiores aos escalões anteriores, em função do grau de complexidade.

- **4º Escalão**

Compreende as ações de manutenção cujos recursos necessários, normalmente, transcendem a capacidade da MB em função do alto grau de complexidade sendo, na maioria das situações, executadas pelo fabricante ou representante autorizado ou ainda em instalações industriais especializadas.

Entre os tipos de período de manutenção denominados segundo a Marinha são: Período de Manutenção Geral (PMG), Período de Docagem de Rotina (PDR), Período de Manutenção Extraordinário (PME), Período de Docagem Extraordinário (PDE), Período de Manutenção Intermediário (PMI), Período de Manutenção Atracado (PMA) e Período de Modernização de Meios (PMM).

A inspeção da Instalação Propulsora Nuclear, juntamente com a manutenção de todo o meio, deve ocorrer no PMG, pois é o período em que são executadas, de forma programada, as ações de manutenção planejada preventiva e preditiva necessárias a reconduzir ou manter o material dentro de suas especificações técnicas. Neste período é também realizada uma inspeção completa e detalhada do material, destinada a verificar a sua deterioração, para uma

eventual correção, incluindo verificações mais minuciosas do que aquelas efetuadas em outros tipos de inspeção.

Devido às complexas operações realizadas na IPN, necessidade de instalações específicas para instalações nucleares e de pessoal capacitado para operação em meios nucleares durante a recarga do reator, o 2º escalão deve ser o mais adequado, pois ultrapassa a capacidade do usuário responsável pelo material.

Almeida [24] descreve um excelente trabalho sobre Gestão da Manutenção e conceitos modernos desta área tão importante. Ele descreve quais as formas para aumentar a disponibilidade dos equipamentos e instalações com confiabilidade.

3.3. Manutenção Centrada na Confiabilidade

3.3.1 – Introdução

Confiabilidade é uma medida da capacidade de uma peça do equipamento operar sem falha quando colocada em serviço [25]. A NASA define confiabilidade como: a probabilidade de um dispositivo desempenhar de forma adequada por um período de tempo projetado e sobre determinadas condições operacionais. Popularmente, conceitos como confiança no equipamento, durabilidade e presteza em operar sem falhas são relacionadas à idéia de confiabilidade. Matematicamente, porém, confiabilidade é definida como:

“Probabilidade de que um componente ou sistema cumpra sua função com sucesso, por um período de tempo previsto, sob condições de operação especificadas”.

O inverso da confiabilidade seria a probabilidade do componente ou sistema falhar. A definição de falha, no contexto da confiabilidade, é:

“Impossibilidade de um sistema ou componente cumprir com sua função no nível especificado ou requerido”.

Tradicionalmente, as fases da vida de um componente ou sistema são descritos pela curva da banheira. Antes de discuti-la é necessário definir o que vem a ser taxa da falhas, representada por λ : “Freqüência com que as falhas ocorrem, num certo intervalo de tempo, medida pelo número de falhas para cada hora de operação ou número de operações do sistema ou componente”. São palavras de Lafraia [25].

O inverso da taxa de falhas é conhecido como Tempo Médio Entre Falhas (TMEF). A expressão matemática do TMEF é:

$$\text{TMEF} = 1/\lambda$$

3.3.2 – O Enfoque da MCC

O objetivo da manutenção na ótica da MCC é assegurar que um sistema ou item continue a preencher as suas funções desejadas. Para a IPN, focar nas falhas dos EC é uma forma de garantir a confiabilidade operacional da planta e assegurar que vazamentos radioativos não ocorram.

No enfoque tradicional da manutenção todas as falhas são ruins e, portanto, todas devem ser prevenidas. Esta filosofia não é realista por duas razões:

- Tecnicamente, demonstra-se que é impossível se evitar todas as falhas;
- Ainda que se pudessem antecipar todas as falhas, os recursos financeiros não seriam suficientes.

Na MCC, de acordo com o livro de Lafraia [25], determina-se o que deve ser feito para assegurar que um equipamento continue a cumprir suas funções no seu contexto operacional. A ênfase é determinar a manutenção preventiva necessária para manter o sistema funcionando, ao invés de tentar restaurar o equipamento a uma condição ideal. Na manutenção tradicional, o enfoque é na característica técnica das falhas, enquanto na MCC, o enfoque é nos efeitos funcionais (operacionais) das falhas. Os objetivos da MCC são definidos pelas funções e padrões de desempenho requeridos de determinado item no seu contexto operacional, ou seja, o objetivo é preservar as funções do sistema, enquanto na manutenção tradicional o objetivo principal é preservar o equipamento.

O resultado da aplicação da MCC é que as tarefas de manutenção, dado o contexto operacional, são otimizadas através da análise das consequências de suas falhas funcionais (operacionais), sob o ponto de vista de segurança, meio ambiente, qualidade e custos, diz Lafraia [25].

A MCC é um processo contínuo. Sua aplicação deve ser reavaliada conforme a experiência operacional for acumulada. No início da sua aplicação a freqüência de manutenção é determinada conservadoramente, pois não há informação específica disponível. A aplicação continuada da MCC resulta na obtenção de dados que permitem reavaliar a freqüência em bases mais realistas.

Baroni [26] defende que a MCC deve ser implantada em concomitância com técnicas de manutenção preditiva, pois elas apresentam através do monitoramento contínuo, formas de acompanhamento objetivas, onde o valor medido independe do operador.

Tavares [27] e Costa [28] propõem a implantação de Sistemas de Informações Gerenciais voltado para a Manutenção, devido à possibilidade de levantamento das necessidades dos usuários e avaliação de critérios para a coleta de dados em função dos tipos de relatórios desejados.

3.3.3 – Funções de Confiabilidade e Risco

A função densidade de falhas representa a variação da probabilidade de falhas por unidade de tempo. É representada graficamente por uma função, distribuição de probabilidade [25]. Matematicamente é expressa pela fórmula:

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

Nesta fórmula, $F(t)$ é a função acumulada de falhas. Mostra a probabilidade de falha entre um período de tempo Δt .

Em confiabilidade, estamos preocupados com a probabilidade de que um item sobreviva a um dado intervalo estabelecido (de tempo, ciclos). Isto é, não haverá falhas no intervalo de 0 a x . A confiabilidade é dada pela função $C(x)$. Por essa definição vem que:

$$C(t) = \int_t^{\infty} f(t) dt = 1 - \int_{-\infty}^t f(t) dt = 1 - F(t)$$

Logo $F(t)$ é a probabilidade de falha do sistema, ou seja: $F(t) = 1 - C(t)$

A taxa condicional de falha é a probabilidade condicional de falha no intervalo de t a $t+dt$, dado que não houve falha em t . Esta função também é conhecida como função de risco. Matematicamente é representada pela equação:

$$\lambda(t) = \frac{f(t)}{C(t)} = \frac{f(t)}{1 - F(t)}$$

3.3.4 – Outras definições ligadas à Confiabilidade

Tempo Médio para Falha (TMPF) – é o tempo médio para falha de componentes que não podem ser reparados. É representado matematicamente pela expressão:

$$TMPF = \frac{\sum_{i=1}^N TPF_i}{N_{comp}}$$

Tempo Médio para Reparo (TMRP) – é o tempo para o reparo de componentes. É representado por:

$$TMRP = \frac{\sum_{i=1}^N TPR_i}{N_{comp}}$$

Em todas as fórmulas acima, N_{comp} é o número de componentes.

Disponibilidade (Dp) - Para sistemas reparáveis uma quantidade de fundamental interesse é a disponibilidade. É a probabilidade de que um componente que sofreu manutenção exerça sua função satisfatoriamente para um dado tempo t. Na prática, é expresso pelo percentual de tempo em que o sistema encontra-se operante, para componentes que operam continuamente. É representado matematicamente pela expressão:

$$D_p = \frac{TMEF}{TMEF + TMRP}$$

Esta definição tem sido usada para expressar o conceito de “disponibilidade instantânea”, tendo em vista a sua dependência temporal implícita.

A disponibilidade média $D_{méd}$ (T) no intervalo de tempo T é dada pela expressão:

$$D_{méd}(T) = \frac{1}{T} \int_0^T D(t) dt$$

3.4 - Técnicas de Análise de Falhas

Para a obtenção do aumento da confiabilidade dos equipamentos instalados na planta propulsora naval é imprescindível a utilização de técnicas de análise de falhas. Quando a manutenção, através de seu pessoal ou em grupos multidisciplinares utiliza essas ferramentas, está praticando Engenharia de Manutenção. Essas técnicas, basicamente, identificam a causa do problema, sugerem uma ação de bloqueio e solução dos problemas que impactam negativamente a confiabilidade de equipamentos ou instalações.

Dentre as técnicas de análise de falhas merecem destaque:

- FMEA - Failure Mode and Effect Analysis - Análise do Modo e Efeito da Falha
- FTA - Failure Tree Analysis - Análise de Árvore de Falhas
- MCC - Manutenção Centrada na Confiabilidade, já descrita no item anterior.

3.4.1 - Análise de Modos de Falha e Efeitos – FMEA

A Análise de Modos de Falha e Efeitos (Failure Mode and Effect Analysis) é uma técnica indutiva, estruturada e lógica para identificar e/ou antecipar a(s) causa(s) e efeitos de cada modo de falha de um sistema ou produto, segundo Lafraia [25]. A análise resulta em ações corretivas, classificadas de acordo com sua criticidade, para eliminar ou compensar os modos de falhas e seus efeitos.

Lafraia [25] conceitua “Falha” como a impossibilidade de um sistema ou componente cumprir com sua função no nível especificado ou requerido.

O mesmo autor diz que “Modo de falha” é a descrição da maneira pela qual um item falha em cumprir com a sua função. Compreende os eventos que levam a uma diminuição parcial ou total da função do item e de suas metas de desempenho.

Para elaboração da FMEA, devem-se identificar os modos de falha que podem levar à falha funcional. Não se deve tentar listar todos os modos de falha possíveis; levar em consideração sua probabilidade de ocorrência. Exemplos de falhas a serem consideradas, propostas por Lafraia [25]:

- Falhas já ocorridas antes em itens similares;
- Falhas já observadas na falta de manutenção preventiva;
- Falhas não ocorridas e que podem ocorrer de fato;
- Falhas improváveis com consequências catastróficas.

3.4.2 – Análise de Árvore de Falhas – FTA

A Análise de Árvore de Falhas ou *Failure Tree Analysis* pode ser uma análise do tipo qualitativa ou quantitativa. Na análise qualitativa, o objetivo poder ser determinar as causas básicas de um evento ou a seqüência que levou ao mesmo. Na análise quantitativa, o objetivo é determinar a probabilidade de ocorrência do evento.

O objetivo da Análise de Árvore de Falhas é a obtenção, através de um diagrama lógico do conjunto mínimo de causas (falhas) que levaram ao evento indesejado.

Os benefícios da FTA são listados abaixo:

- Conhecimento aprofundado do sistema e de sua confiabilidade;
- Detecção de falhas singulares (aqueles cuja ocorrência leva ao evento topo) desencadeadoras de eventos catastróficos e da seqüência de eventos mais prováveis;
- Possibilita decisões de tratamento de riscos baseados em dados quantitativos;
- Ótimos resultados podem ser conseguidos apenas com a forma qualitativa;
- Complementa-se com a Análise de Modo de Falhas e Efeitos;
- Permite a determinação de partes críticas para teste de produtos;
- Ajuda da determinação da causa de falhas e possibilita verificar a interação entre as causas.

3.5 – Mecanismos e Causas Raiz de Falhas de Combustíveis

Este item apresenta um resumo dos principais mecanismos e causas raízes de falhas em elementos combustíveis de reatores de potência do tipo PWR, descrito por Perrotta [22], depois de feitos os estudos de FMEA e FTA.

A corrosão é o foco principal deste trabalho e por isso foi dedicado um capítulo exclusivo nesta monografia.

Defeitos de Fabricação

A maioria dos defeitos de fabricação está relacionada à fixação dos tampões de extremidades da vareta combustível, principalmente devido a problemas na soldagem (contaminação), e a defeitos micrométricos nos materiais dos tampões.

Hidretação Primária

Falha de vareta combustível por hidretação local é também conhecida como "sunburst" devido a sua aparência metalográfica. Umidade residual em pastilhas, ou no interior da vareta, leva a liberação de hidrogênio e ataque deste ao revestimento de zircaloy. Quando da falha da vareta, há ingresso de água levando também à hidretação do revestimento,

mas isto é caracterizado como hidretação secundária.

Atrito Grade Espaçadora-Vareta (*Grid-Rod Fretting*)

Atrito grade espaçadora-vareta combustível é uma das principais e freqüentes causas de falha de varetas combustíveis em reatores PWR. As principais causas raiz têm sido identificadas como força de suporte da vareta insuficiente devido à projeto impróprio ou problema de fabricação e vibração excessiva da vareta devido à instabilidade elástica por *cross flow* no EC e pelo escoamento do fluido refrigerante.

Debris

Atrito por *debris* (fragmento metálico de qualquer espécie perdido na corrente de água do sistema primário do reator) tem sido um mecanismo comum de falha de varetas combustíveis para todos os tipos de reatores de potência. Vários tipos de *debris* circulando no refrigerante do primário, principalmente lascas ou pedaços ou fixações (porca, parafuso, etc.) de componentes estruturais do reator, penetram através do bocal inferior e ficam retidos em alguma grade do EC (principalmente as inferiores), atritando na vareta combustível e levando ao rompimento desta. Bocais com filtro *anti-debris* têm sido utilizados atualmente, o que reduziu bastante a ocorrência de falhas em EC.

Hidretação Secundária

Quando ocorre uma falha primária, há o ingresso de água na vareta combustível que pode causar uma hidretação massiva do revestimento em posições diferentes daquela onde ocorreu a falha da vareta. Isto é denominado defeito secundário ou falha secundária. A aparência da hidretação secundária é semelhante à de uma hidretação primária (quando há resíduo de água dentro da vareta), no entanto sua intensidade é bem maior devido a quantidades de hidrogênio disponível para a reação com o revestimento.

Na análise pós-irradiação, incluindo exame de EC na piscina de estocagem de combustível, os defeitos secundários em varetas combustíveis aparecem em diferentes formas e posições da vareta, dificultando a identificação, às vezes, da causa raiz da falha primária. Estes defeitos secundários aparecem sob a forma de protuberâncias, "*blisters*", furos, tampões de extremidades com falhas (às vezes arrancados), trincas axiais e circunferenciais.

3.6 – Proposta de Política de Manutenção, Inspeção e Testes para os Elementos Combustíveis da Instalação Propulsora Nuclear

Guimarães [30] descreve na sua Tese de Doutorado uma Proposta para uma Doutrina de Segurança para Projeto e Operação de Submarinos Nucleares. Ele estabeleceu o seguinte princípio:

“As estruturas, componentes e sistemas importantes para a segurança são objeto de manutenção preventiva, inspeções, testes e reparos planejados, assegurando-se assim que permanecerão capazes de atender às especificações de projeto ao longo de todo o ciclo de vida do SNA. Estas atividades são realizadas conforme procedimentos escritos, apoiados por ações de garantia de qualidade”.

Quando uma IPN entra em operação, seu programa de manutenção preventiva e vigilância é posto em prática para que estruturas, componentes e sistemas continuem operando como especificado, não sendo reduzido por fenômenos de envelhecimento, desgaste ou outros processos de deterioração funcional a sua capacidade de atender plenamente aos objetivos do projeto [30]. Dando ênfase então ao fenômeno químico da oxidação, que é o alvo principal desta monografia, há a necessidade de uma ferramenta eficaz que avalie sua condição real durante o ciclo de vida do submarino nuclear.

Deve ser dedicada atenção especial à vigilância do estado das barreiras físicas de retenção de materiais radioativos, em particular das regiões do envelope estanque do Circuito Primário sujeitas à irradiação por nêutrons térmicos e a ciclos de pressão e envelhecimento como uma consequência do funcionamento normal. Onde possível, devem ser feitos testes em amostras removíveis que foram expostas a condições similares ou aceleradas durante os mesmos ciclos de funcionamento [30]. Isso foi feito com amostras artificiais na dissertação de Pereira [5] e a proposta é fazer o mesmo para as IPN. Em ARAMAR os testes são feitos em células quentes (figura 3.1), que são “cabines” blindadas com chumbo e usam manipuladores para ter acesso e contato aos componentes irradiados.

As atividades de manutenção planejadas são executadas com base na importância para a segurança dos sistemas, e tendo em mente a possibilidade de práticas imprudentes reduzirem os benefícios potenciais da defesa em profundidade.

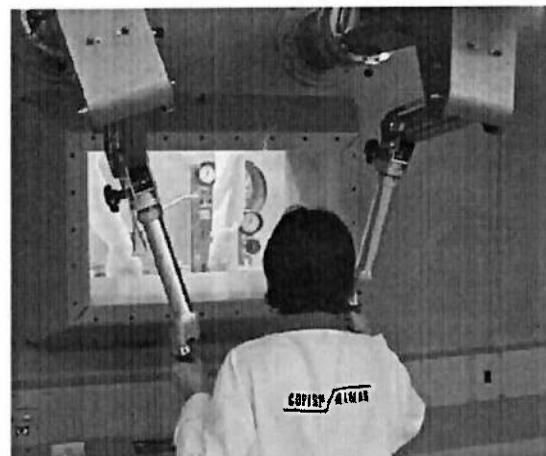


Figura 3.1 – Operação da “Célula-Quente” em ARAMAR [11]

Sabendo-se que a execução incorreta de atividades de manutenção e testes pode causar graves problemas, deve ser considerada a otimização das características destas atividades, tais como freqüência e escopo de manutenção preventiva, com base em instruções dos fabricantes de equipamentos, retorno da experiência operacional e análise de tendências, treinamento e procedimentos. Por exemplo, no trabalho de Pereira [5], foi feito em laboratório um experimento que quando a vareta do elemento combustível chegou próxima de 900 horas de operação, o limite de 100 mícrons da camada oxidada na superfície externa foi quase atingido, limite este que é o máximo permitido para a vareta em operação. Foi criado um procedimento para a medição desta camada prevendo, assim, uma correta política de manutenção que deve prever este quantitativo de horas em função da oxidação formada na definição da freqüência das paradas para inspeção.

Os elevados padrões de segurança a serem alcançados pela manutenção requerem que o pessoal envolvido esteja atento aos aspectos de segurança das tarefas que estão executando. Os trabalhadores de manutenção devem então ser treinados e qualificadas, cuidadosamente para suas tarefas, de acordo com as normas e regulamentações dos órgãos de ensaios e manutenção (exemplo: ABENDE, ABRAMAN, ABRACO, ASME, etc.) de forma a reduzir a possibilidade de erro humano na execução de suas tarefas.

A manutenção e reparo de equipamento dentro de áreas controladas, o manuseio e transporte de equipamentos contaminados, e locais e equipamentos adequados para descontaminação de equipamento devem ser planejados e executados de modo a otimizar as doses incorridas pelo pessoal envolvido, isto é reduzi-las a níveis ALARA (*as low as reasonable achievable*), disse Guimarães [30]. A exposição à radiação do pessoal durante a manutenção deve ser controlada e limitada. Sempre deverá haver pelo menos uma barreira

física significativa entre os materiais radioativos manipulados durante estas atividades e o exterior das áreas em que são executadas. O elemento combustível deve estar sob coluna de água com boro e imerso numa piscina com dispositivos de apoio e fixação do mesmo.

Guimarães [30] cita requisitos específicos de inspeções e testes que abrangem as três fases principais do ciclo de vida do submarino, que são as seguintes:

- Fase de construção, que abrange o período de projeto, seleção e aquisição de materiais, componentes e sistemas, fabricação, teste de desempenho realizado pelo fabricante, transporte e armazenamento, pré-montagens em oficina e montagem de campo;
- Fase de comissionamento, que abrange o período de testes pré-operacionais, criticalidade inicial após o primeiro carregamento do núcleo, ensaios de física do núcleo, operação inicial em potência e provas de mar; e
- Fase de operação, que abrange o período da certificação e da entrada em serviço inicial (após testes de mar), a vida útil do submarino até o seu descomissionamento e a preparação para sua disposição final.

Durante o desenvolvimento das fases citadas acima, a ASN deve verificar a segurança nuclear do SNA através de auditorias e inspeções, conforme o caso, para verificar se as atividades da organização operadora relativas à construção, comissionamento e operação do submarino estão de acordo com os princípios básicos e requisitos específicos estabelecidos. Todos os requisitos e seus detalhes podem ser vistos na obra deste autor, na referência [30].

Após a análise das principais falhas em EC, ressaltou-se a importância da Engenharia de Manutenção para a IPN, e que além da disponibilidade, a confiabilidade operacional do meio naval também depende das medidas de inspeção e testes, que são necessárias para preservar a segurança operacional e para atingir um alto fator de disponibilidade. Assim, neste item o objetivo é mostrar as aplicações dos testes e dos ensaios não destrutivos no elemento combustível, principalmente quanto ao uso para a medição de camada oxidada e inspeção de integridade das varetas.

A seqüência atual de testes e ensaios não destrutivos nos EC das usinas nucleares de Angra I e II (reator tipo PWR) pode ser aplicada nos EC da IPN no espaço dentro da futura base de Itaguaí, no prédio chamado “Ilha Nuclear” durante o PMG. São eles:

- i. Determinação da atividade do refrigerante do primário durante operação;
- ii. In-mast sipping test;
- iii. Exame visual;

- iv. Ensaio de Correntes Parasitas: integridade estrutural e medição da camada de óxido;
- v. Teste de ultra-som de varetas.

i. Determinação da atividade do refrigerante do primário durante operação

A determinação da radioatividade no refrigerante do primário é medida pela radiação gama através de detectores de cintilação que fazem parte dos sistemas de processamento nuclear [16]. Estes sistemas contêm a instalação de purificadores para remover produtos de fissão da água ou de corrosão indesejáveis e nocivos. Os purificadores consistem de trocadores de íons de leito misto, filtros mecânicos e eventualmente de um desgaseificador. As substâncias radioativas sólidas são acumuladas, compactadas e acondicionadas. Após armazenagem intermediária no local do reator são recolhidas e transportadas ao depósito de armazenamento final. A água liberada durante a operação é acumulada em tanques de depósito e encaminhada para o processamento. São analisadas antes de serem liberadas para a descarga. A descarga é realizada através de uma tubulação, equipada com instrumentos indicadores e registradores para a vazão e radioatividade.

ii. In-mast sipping test

O *In-mast sipping test* é um teste de vazamento realizado dentro do mastro da máquina de recarga responsável pelo içamento e movimentação do elemento combustível na área do reator e piscina de armazenamento temporário, conforme mostra as figuras 3.2 e 3.3. Ele contém contadores de radiação Geiger-Mueller que identificam vazamentos, caso existam, nas paredes ou nos tampões das varetas, confirmando ou não a integridade das mesmas. Nas fotos abaixo, pode-se observar uma foto do teste e da estrutura das máquinas de recarga para usinas nucleares. Para os submarinos têm que haver um projeto especial de máquina e estação de trabalho para o reator.

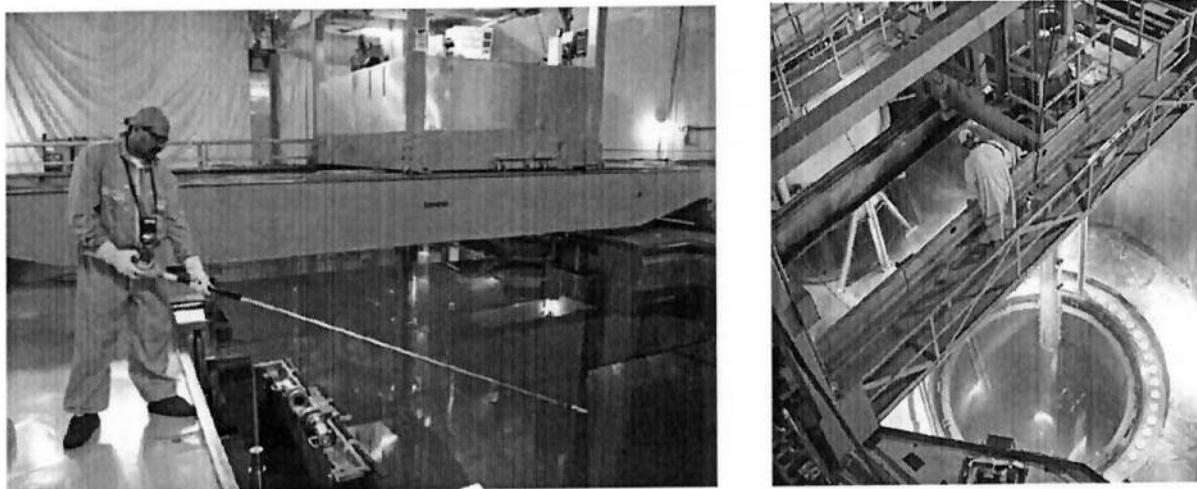


Figura 3.2 - Piscina de Combustíveis Usados e a Máquina de Recarga da usina de Angra II [5]

Figura 3.3 - Fotografia de máquina de recarga usada no exterior [5]

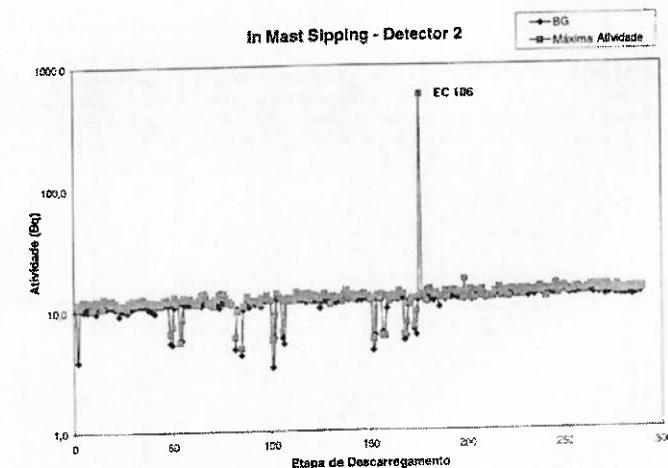


Figura 3.4 – Exemplo de EC com vazamento detectado pelo *In-Mast Sipping Test* durante descarregamento do núcleo [22]

A figura 3.4 mostra o resultado do teste de vazamento do EC 106 pela técnica de *In-Mast Sipping* realizada em Angra II, onde das análises realizadas, somente o EC 106 apresentou vazamento de produtos de fissão. Na inspeção visual não foi verificada qualquer indicação de falha, mas apenas visualizada uma pequena incrustação branca numa vareta interna, não caracterizada como um indicador de falha [22].

iii. Ensaio Visual

O ensaio visual é feito no elemento combustível através de câmeras filmadoras preparadas para trabalharem submersas e fixadas na máquina de recarga, conforme figuras 3.5, 3.6 e 3.7, e gravadas em SVHS ou DVD. A inspeção não é completa para a verificação da

integridade das varetas de EC, pois se procura verificar o estado geral do EC, das superfícies externas das grades, bocais e varetas e auxilia na identificação de marcas de *fretting* ou atrito, depósitos relevantes nas superfícies das varetas, amassamentos ou deformações, marcas de manuseio inadequado, desalinhamentos de varetas e grades, aparência geral das soldas dos tampões, incrustações ou colorações típicas de oxidação. A metodologia deste ensaio pode ser vista com mais detalhes no Anexo A e na referência de Perrota [22].

Este ensaio é sempre feito nas paradas das usinas para recarga do núcleo e manutenção e o aspecto visual do EC pode identificar uma falha que possibilite ao operador a substituição por uma vareta *dummy* para posterior utilização do EC no reator.

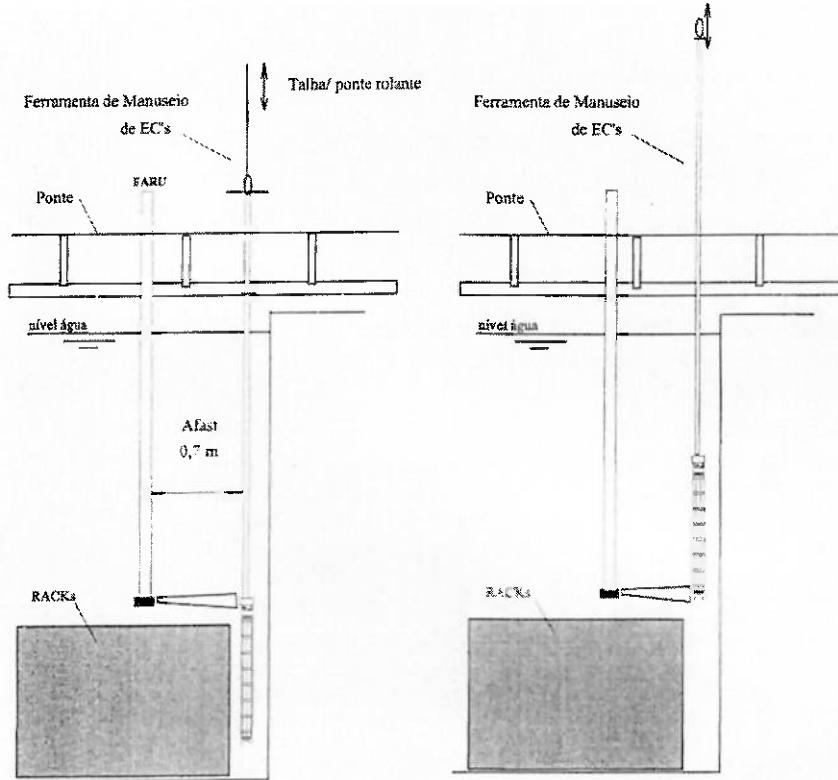


Figura 3.5 – Vista lateral do arranjo montado na PCU para inspeção visual dos EC [5]

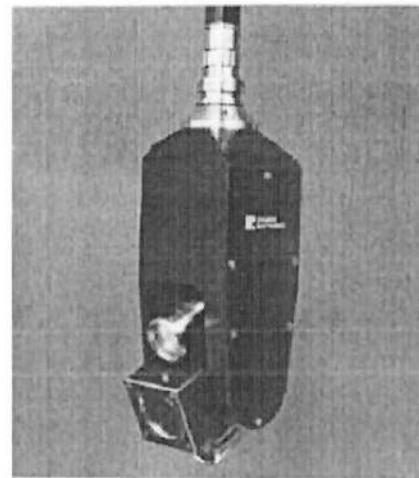
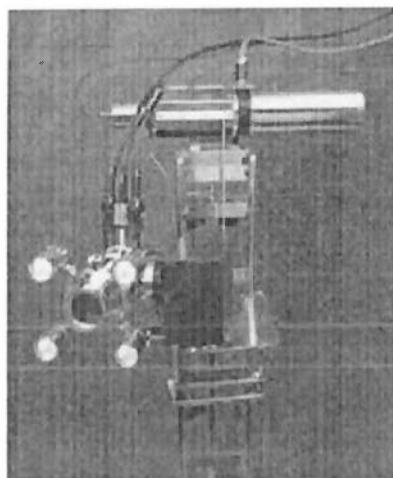


Figura 3.6 e 3.7 – Câmeras de Filmagem e Fotografia usadas na KNFC – Coréia do Sul [53]

iv. Correntes Parasitas

Após a constatação de falha de um EC no *In-mast Sipping Test* deve-se averiguar qual a vareta apresenta vazamento. Para isso, durante as paradas de rotina das usinas, conforme foi descrita no procedimento feito pela antiga Siemens [12] recorre-se a inspeção da integridade por Correntes Parasitas de cada uma das varetas do EC suspeito dos reatores de Angra dos Reis, e assim a Eletronuclear usa um dispositivo montado definitivamente numas das paredes da piscina de combustíveis usados, chamado de FARU (*Fuel Assembly Repair Unit*), em que consiste basicamente de um elevador com sistemas de fixação do EC, que o recebe da posição de armazenagem e rotaciona-o manualmente num eixo transversal onde é possível soltar o bocal inferior (BI) virado para cima, rompe-se o lacre de cada um dos parafusos de fixação do BI no esqueleto do EC e remove-se cada vareta de sua posição original para inspeção por bobinas envolventes, puxando para cima com auxílio de ponte rolante.

As inspeções são conduzidas utilizando-se bobinas circunferenciais envolventes, convencionais, do tipo "*bobbin coil*", previamente projetadas para produzirem a melhor transferência de sinais. As inspeções são realizadas com as técnicas de freqüência simples, sem mistura de sinais, em arranjo diferencial, com diâmetros adequados às dimensões dos tubos e com um dispositivo mecânico de centralização dos tubos ou varetas de EC no interior das bobinas. A folga admissível do tubo a ser ensaiado no interior das bobinas envolventes deve ser tal que o fator de enchimento seja em torno de 90%, o que corresponde a, aproximadamente, ao diâmetro externo do revestimento da vareta combustível ser equivalente a 95% do diâmetro interno da bobina envolvente. Para cada dimensão de revestimento, será

utilizada uma bobina envolvente com diâmetro adequado ao tubo. Os inspetores analisam os dados através de um software e emitem os respectivos laudos.

A outra aplicação, neste caso, inovadora e que é a contribuição científica deste trabalho, é a medição de camada de óxido das paredes das varetas, que Pereira [5] desenvolveu uma técnica das Correntes Parasitas baseada no efeito *lift-off* que foi capaz de medir com precisão protótipos de varetas de Zircaloy oxidados artificialmente, usando bobinas desenvolvidas e projetadas especialmente para esta aplicação. A médio prazo ela poderá ser realizada ao fim da vida útil dos EC para verificar as condições reais da oxidação nas varetas, pois estes serão totalmente removidos do núcleo para dar lugar a novos, entretanto, à medida que a tecnologia nacional for aumentando o tempo médio de vida dos EC, far-se-á necessário a inspeção intermediária nos PMG do submarino, para constatar se a camada oxidada atingiu os valores de critério de projeto, como os citados à frente para os EC usados nos reatores da CNAAA (Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto) em Angra dos Reis.

O capítulo 6 trata com mais detalhes da técnica de Correntes Parasitas e o capítulo 7 mostra a aplicação no controle do óxido nos elementos combustíveis.

v. Teste de Ultra-som

O teste de ultra-som detecta descontinuidades internas em materiais, baseando-se no fenômeno de reflexão de ondas acústicas quando encontram obstáculos a sua propagação, dentro do material. Modernamente o ultra-som é utilizado na manutenção industrial, na detecção preventiva de vazamentos de líquidos ou gases, falhas operacionais em sistemas elétricos (efeito corona), vibrações em mancais e rolamentos. O ensaio ultra-sônico é, sem sombra de dúvidas, o método não destrutivo mais utilizado e o que apresenta o maior crescimento, para a detecção de descontinuidades internas nos materiais.

O teste é feito nos vasos do reator, tubulações e alguns suportes do circuito primário das usinas nucleares brasileiras. No Centro Experimental de Aramar está previsto o uso do ultra-som na inspeção das varetas dos EC de aço inoxidável em células quentes. Por enquanto, por motivo de decisões superiores, os EC da IPN não usarão o Zircaloy como liga principal.

Chapot et al. [29] apresentaram no 2000 IEEE Ultrasonics Symposium um método de inspeção de elementos combustíveis para reatores PWR, desenvolvido num convênio entre a UFRJ, a UFRN e a Eletronuclear. Um protótipo foi construído para o desenvolvimento da técnica. Pulso ultrasônicos a uma freqüência de 25 MHz eram incididos numa vareta e os

sinais dos ecos dos tubos e das pastilhas eram analisados por três métodos: estimativa do envelope exponencial, discriminante linear de Fisher e redes neurais. Em torno de 5000 sinais foram processados e 93% das varetas falhadas foram corretamente identificadas, e menos de 2% fez soar um falso alarme de detecção. Porém esta ferramenta tornou-se robusta demais e dificultou a operacionalização, sendo descartada sua utilização real nos elementos combustíveis.

Os grandes fabricantes de equipamentos para ensaios não destrutivos General Electric, Rem, Olympus e MODSONIC fornecem medidores de espessura por ultra-som, com transdutores de duplo cristal, para medições com precisão de 0,1 mm até 60 mm e 0,5 mm acima de 60 mm, como o da figura 3.8 abaixo. Entretanto, as camadas encontradas nos elementos combustíveis requerem precisão de micrões e, portanto, a técnica por ultra-som não atende a medição das camadas de óxidos.

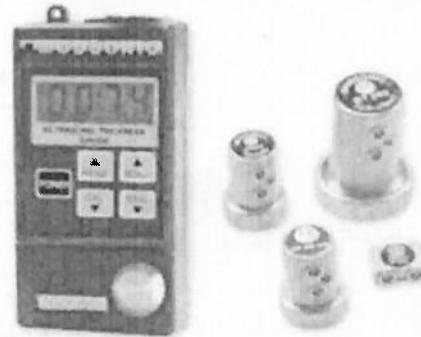


Figura 3.8 – Medidor de Espessura por Ultra-Som e suas Bobinas [5]

3.7 – Descomissionamento

Durante as fases de projeto e comissionamento devem ser considerados os aspectos de proteção radiológica aplicados à fase de descomissionamento [30]. Após o fim da vida operacional da IPN e da remoção de todo combustível nuclear, quantidades significativas de materiais radioativos permanecerão retidos em componentes, equipamentos e estruturas. Este fato deve ser considerado na seleção de materiais, buscando-se empregar aqueles que terão baixa radioatividade residual na escala de tempo representativa para o descomissionamento e na definição dos acessos, quando devem ser levadas em conta as necessidades do futuro desmantelamento da instalação. A Rússia apresenta ao mundo este problema, pois têm centenas de submarinos aguardando do governo verbas para serem descomissionados.

3.8 – Tratamento dos Rejeitos

A principal polêmica hoje em torno da utilização da energia nuclear diz respeito aos rejeitos radioativos. Após a fissão, restam os produtos do decaimento radioativo do urânio (ver figura 3.9), que emitem radiações alfa e beta. Quando em contato com o ser humano em grande quantidade, a radiação é captada pelos ossos e órgãos, que após diversas fases e sintomas, pode causar câncer e levar à morte em poucos dias. Exatamente por serem perigosos, os resíduos são de responsabilidade do Governo Federal e tratados como assunto de segurança interna. O plutônio precisa ser armazenado em câmaras de concreto e chumbo até que pare de oferecer riscos, o que só acontece após cerca de 24 mil anos.

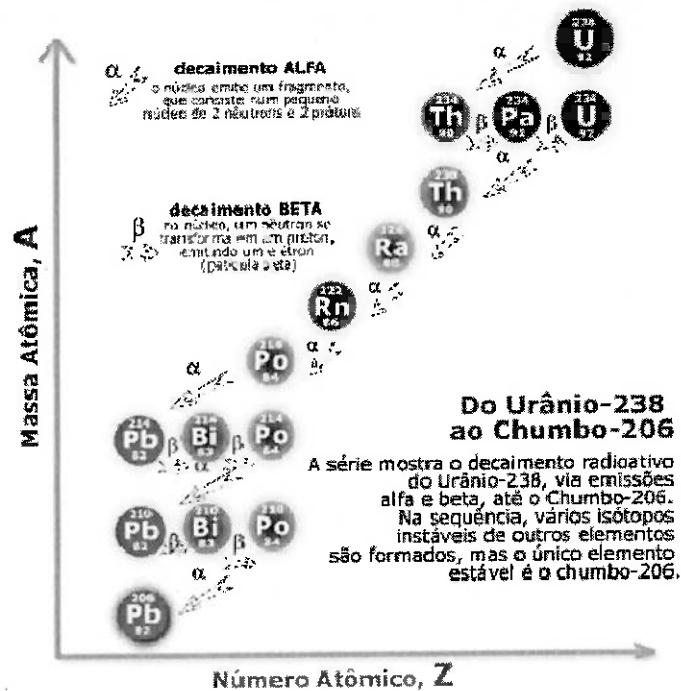


Figura 3.9 – Decaimento radioativo do U-238 [14]

A CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear – é o órgão federal responsável pelo licenciamento e fiscalização das instalações nucleares e radioativas brasileiras. Exerce controle sobre todo o material nuclear e na área de rejeitos radioativos, estabelece normas de controle, que cobrem todas as atividades concernentes ao gerenciamento destes resíduos, desde a sua origem até o armazenamento final.

Rejeito radioativo é todo e qualquer material resultante de atividades humanas, que contenha radionuclídeos em quantidades superiores aos limites estabelecidos pela CNEN, cuja reutilização é imprópria ou não prevista.

Para efeito de gerenciamento dos rejeitos provenientes da operação da IPN, estes são considerados rejeitos oriundos de instalações nucleares, como todas as instalações do ciclo do combustível, que vão desde a mineração até a produção do elemento combustível e seu uso em usinas ou na IPN do futuro SNA.

Os rejeitos radioativos precisam ser cuidados convenientemente para não causar danos ao homem e ao seu meio ambiente. Significa que se deve realizar a Gerência de Rejeitos, que engloba a coleta, segregação dos diversos tipos de rejeitos, o transporte para a área de tratamento e para o local de deposição final.

Alguns países, como a Suécia e a Finlândia, já identificaram e estão trabalhando em repositórios geológicos permanentes em cavernas ou túneis artificiais sob espessas camadas de rocha que devem ser a prova de eventos naturais. Não existem repositórios permanentes em operação completa. Essas instalações são financiadas por taxas incluídas nas tarifas elétricas, sendo estas da ordem de décimos de centavos de euro por kWh.

A construção de um Repositório Nacional para Rejeitos de baixo e médio nível está planejada para 2014 e começará a operar em 2018. A CNEN e a Eletronuclear estão cooperando no planejamento da construção de uma “instalação de depósito interina” que garantiria a segurança dos rejeitos de alto nível por um período de 500 anos.

Os principais geradores de rejeitos são as usinas nucleares, instalações do ciclo do combustível nuclear e hospitais, clínicas e institutos de pesquisa. O submarino nuclear e as instalações responsáveis pela manutenção, guarnição e operações enquanto atracado (por exemplo, a recarga de elementos combustíveis) na base e no estaleiro a ser construído em Itaguaí/RJ serão “tratados” como se fossem usinas e podem gerar os seguintes tipos de rejeitos:

- Rejeitos de baixo nível de atividade: luvas, sapatilhas, máscaras e ferramentas contaminadas. São armazenados em tambores e após o tempo de decaimento, são descartados, pois já não apresentam nenhum risco;
- Rejeitos de médio nível de atividade: resinas exauridas (usadas na remoção e purificação da água contaminada) bem como filtros utilizados para reter partículas radioativas. São condicionados através de sua incorporação em matriz sólida por cimentação ou betuminização;
- Rejeitos de alto nível de atividade: resultantes do reprocessamento dos elementos combustíveis usados nos reatores nucleares.

No Brasil, os EC usados nas usinas de Angra são estocados nas piscinas de combustíveis usados (PCU), na própria instalação, e não são considerados rejeitos radioativos pela possibilidade futura de reciclagem e eventual reuso dos materiais energéticos remanescentes.

O reprocessamento do elemento combustível fecha o ciclo do combustível, mas pode constituir ou não este ciclo (O Brasil não possui) e tem por objetivo separar U-235, U-238 e Pu-239 dos produtos de fissão contidos no elemento combustível queimado, para reutilizá-los na fabricação de novos elementos combustíveis, afirma Ferreira [31]. O projeto da base e do estaleiro do submarino nuclear é secreto e ficará a cargo da Marinha do Brasil o tratamento do rejeito que ela dará aos EC após o uso. A Marinha construirá um depósito de rejeitos radioativos, mas é de responsabilidade por lei da CNEN que ela construa um depósito definitivo no Brasil.

Ferreira [31] estudou o assunto e cita que ao longo dos anos, vários processos foram desenvolvidos para se realizar o reprocessamento, utilizando-se de diferentes técnicas, sendo a extração com solventes a mais eficiente e segura nas operações em escala industrial. Dentre os processos de extração com solventes destaca-se o PUREX (Plutonium Uranium Recovery by Extracion). Neste processo o solvente utilizado é o tri-butil fosfato (TBP) diluído, geralmente, com hidrocarbonetos de cadeia longa como o dodecano ou misturas como querosene e varsol.

O processo PUREX apresenta uma série de vantagens quando comparado com outros processos de extração incluindo menor volatilidade e flamabilidade do solvente, maior estabilidade química e resistência à radiação, além de apresentar um custo operacional mais baixo. Os rejeitos radioativos líquidos orgânicos (RRLO) são gerados principalmente durante este processo. Em muitos países esses rejeitos são tratados por incineração, que destrói os compostos orgânicos perigosos sendo os radionuclídeos presentes capturados pelas cinzas voláteis ou liberados com os gases.

No Brasil, não há incineradores disponíveis para a queima de rejeitos radioativos e por isso o processo de tratamento utilizado é a sua incorporação em cimento. O principal problema para a imobilização dos RRLO decorre da incompatibilidade química entre o rejeito e a matriz de imobilização (cimento), necessitando para isso, de tratamento prévio. Diante deste problema a utilização de microrganismos para o tratamento dos RRLO armazenados no LRR-IPEN/CNEN-SP, surge como uma tecnologia bastante promissora. Esta abordagem baseia-se na utilização de microrganismos capazes de metabolizar os componentes orgânicos dos rejeitos tornando-os compatíveis com a matriz de cimento [31].

Capítulo 4 - Corrosão em Elementos Combustíveis

4.1 – Introdução

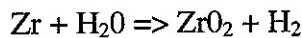
A propriedade que possuem certos metais e ligas de resistirem à corrosão e à oxidação a temperaturas diferentes da ambiente deve-se à formação de uma camada de óxido sobre a superfície do metal, da natureza desse óxido, sua aderência ao metal-base, sua permeabilidade, sua composição química, sua estrutura, seu ponto de fusão e seu ponto de volatilização, é que depende a maior ou menor capacidade do metal resistir à oxidação e ao ataque do meio circunvizinho.

Em se tratando de elemento combustível nuclear para reatores PWR, corrosão é uniforme na superfície do revestimento, e falha de vareta combustível por corrosão uniforme excessiva é bastante rara em condições normais de operação do reator.

A princípio se forma um óxido quase negro, altamente aderente, condutor de ânions, que ao atingir uma camada mais espessa, ou seja, após o ponto de transição, se colore de branco acinzentado. Com camadas muito espessas, que não são atingidas durante a vida do combustível, o óxido, que foi se rachando pouco a pouco, se esfolia.

Segundo Paiva [20], uma fração do hidrogênio liberado no decorrer da oxidação, é absorvida pelo metal devido à sua grande afinidade com o zircônio, depois de passar através do óxido. Após exceder a capacidade de dissolução na liga, a fração de hidrogênio se separa, na forma de hidreto de zircônio, dentro da estrutura cristalina. A orientação preferencial das plaquetas de hidreto, que se separam, pode ser totalmente influenciada pelo tipo de etapas de deformação utilizado na fabricação dos tubos (produção de texturas). Além disso, tanto tensões externas de tração como também tensões externas de compressão, quando atingem um nível determinado, podem levar à reorientação dos hidretos.

Água e vapor atacam o Zircaloy e o processo de formação do óxido envolve liberação de hidrogênio, que é absorvido e dissolvido no metal, segundo a equação:



Quando o metal se satura de hidrogênio, resulta na formação de uma outra fase no metal, o hidreto de zircônio que se precipita. A quantidade de hidrogênio que se precipita é determinada pela solubilidade, que aumenta com a temperatura, tendo valor baixo à

temperatura ambiente. O efeito importante disso é baixar a ductilidade do material, contribuindo ainda para a formação de trincas e fissuras.

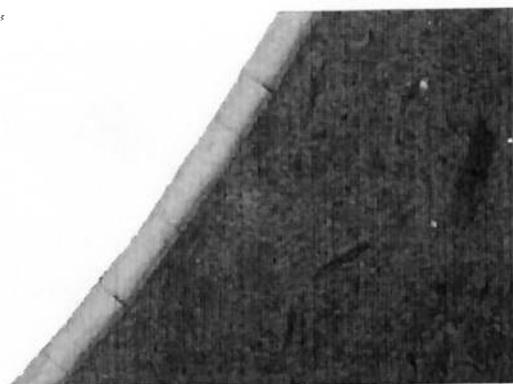


Figura 4.1 – Oxidação nas Varetas do Elemento Combustível [5]

A camada de óxido gerada protege o material e se comporta com uma barreira frente ao ingresso de hidrogênio. Entretanto, quando esta camada se torna muito grossa (da ordem de 20 μm) podem aparecer fissuras, ao mesmo tempo em que diminui a eficiência de transferência de calor através da parede do revestimento. A fratura desta capa de óxido facilita o ingresso de hidrogênio, e quando isso ocorre, ao se precipitar em forma de hidratos, deteriora as propriedades mecânicas do material.

As ligas de Zircônio foram desenvolvidas para uso em revestimentos de combustíveis nucleares, entre outros componentes, no início dos anos 50. Um grande número de trabalhos que tratam do comportamento da corrosão em ligas de Zircaloy, mecanismos de aceleração e desenvolvimento de novas ligas têm sido publicados.

4.2 - Efeito da Corrosão na Integridade dos Tubos

De acordo com o Kim et al. [32], o maior efeito da corrosão na integridade dos tubos de revestimento resulta de dois processos:

- 1 - a formação de camadas de ZrO_2 causa a perda de espessura no revestimento e
- 2 - a absorção de hidrogênio pela liga de zircônio causa fragilização no revestimento.

Os fatores que afetam as reações acima descritas incluem a temperatura da superfície, a química e a microestrutura do material do revestimento, o resfriamento local e a química do refrigerante.

A taxa de corrosão das ligas de zircônio é controlada primeiramente pela temperatura

da interface metal-óxido (Zr/ZrO_2). Desde a transferência de calor para o refrigerante, a temperatura da interface durante a operação é sempre maior que a do refrigerante. Com o crescimento da espessura de óxido, a temperatura da interface aumenta e cria um ciclo de crescimento da taxa de corrosão. Este efeito é o maior fator que acelera a corrosão com o aumento da queima do combustível. Além da temperatura, a variabilidade do material do revestimento também é um dos responsáveis pelo processo de corrosão. Testes no reator e em laboratórios confirmam que a taxa de corrosão pode ser reduzida significamente através de um cuidadoso controle da composição química do revestimento e do processo de manufatura.

Algumas variáveis da química da água do reator podem impactar a avaliação da corrosão no revestimento. As duas maiores variáveis são: depósitos de produtos de corrosão e o hidróxido de lítio.

O ácido bórico é usado no circuito primário do reator PWR para controlar a reatividade, pois é um moderador [22], [32]. Para controlar o pH do sistema do primário pela presença do ácido bórico, o hidróxido de lítio é adicionado ao sistema. Ele aumenta seu pH para faixas de 7,2 a 7,4 durante a operação, que resulta na redução dos níveis de atividade do circuito primário. Controlar o pH do circuito primário ajuda minimizar a deposição de *crud* (*Chalk River Unidentified Deposit*), identificado pela primeira vez na central nuclear do Chalk River, compostos principalmente de óxidos de Fe-Zn-Mn-Ni na superfície dos tubos de zircaloy. Minimizar o *crud* na superfície do tubo pode resultar em menores temperaturas do revestimento e menores taxas de corrosão. A operação de um sistema com pH de 6,9 é requerida para minimizar a deposição de *crud* na superfície do metal. No fim do ciclo, o pH se aproxima de 7,4, onde a concentração de LiOH chega a 3,5 ppm.

A taxa de corrosão é função da reação de oxidação que ocorre em função da temperatura do metal de base. Existe uma fase de pré-transição e uma de pós-transição associadas com a queima do óxido e o peso ganho na superfície do metal.

Na fase de pré-transição, para uma temperatura de metal constante, o peso ganho versus o tempo é uma relação não-linear:

$$w^n = C.t$$

onde:

- w é o peso ganho
- n é aproximadamente 3
- C é uma constante, e
- t é o tempo.

Na fase de pós-transição, para uma temperatura de metal constante, o peso ganho versus o tempo é uma relação linear: $w = C.t$.

De acordo com o manual do PAD [33], produtos de corrosão depositados na superfície das varetas do combustível contribuem para o aumento da temperatura do revestimento e das taxas de corrosão, e em alguns casos, ajudam a evoluir as falhas no revestimento. Historicamente [32], depósitos coletados no fundo das piscinas durante a inspeção dos elementos e analisadas em laboratórios, têm mostrado que há a presença de óxidos de níquel e ferro não-estequeométricos, $Ni_xFe^{3X}O_4$, onde tipicamente X fica entre 0,4 e 0,8.

Para Kim et al. [32], este tipo de corrosão tem sido um fator de limitação da vida potencial útil no melhoramento da eficiência em reatores do tipo PWR, pois o desenvolvimento de novos reatores e características das plantas térmicas não tem sido acompanhado por novas ligas. O aumento da temperatura de operação deve ser acompanhado pelo aumento da capacidade de resfriamento, pois o que ocorre é que aumentando a temperatura na superfície do revestimento, aumenta consequentemente a taxa de corrosão.

Melhoramentos no revestimento de Zircaloy-4 tem permitido alcançar 100 μm na camada de óxido em *burn-up* na faixa de 50 a 55 GWD/MtU. Dois fabricantes de combustíveis para reatores PWR oferecem ao mercado ligas que reduzem a susceptibilidade à corrosão em tubos de revestimentos. ZIRLO[®], uma liga de zircônio contendo aproximadamente 1% Sn, 1% Nb e 0,1% Fe, foi introduzido pela Westinghouse nos anos de 90. M5, uma outra liga de zircônio contendo 1% Nb e com as quantidades de oxigênio e enxofre controladas, foi introduzida pela Framatome (atual AREVA) nos EUA no final dos anos 90. Ambos ZIRLO[®] e M5 tem exibido um crescimento na resistência à corrosão de revestimentos, e redução do hidrogênio capturado, tanto quanto a melhoria em outras propriedades, como a estabilidade dimensional. As duas novas ligas e suas variações são agora os novos padrões da indústria nos PWR.

Uma quantidade numerosa de trabalhos trata do comportamento da corrosão nas ligas de Zircaloy e um dos aspectos mais importantes elucidados são as causas da aceleração da corrosão uniforme nos tubos de revestimento de Zircaloy-4 em PWR.

O fenômeno de aceleração da corrosão tem se tornado claro com a experiência dos operadores no acompanhamento do crescimento da capacidade de queima (*burn-up*) dos PWR. Baseado nos resultados, o estanho contido no Zircaloy-4 têm sido reduzido para atender e minimizar a taxa de corrosão. Isso caracteriza o Zircaloy-4 baixo estanho, que é um novo padrão para a indústria e é amplamente utilizado.

Kido et. al [34], citam que as hipóteses para as causas da corrosão uniforme acelerada em PWR durante elevados *burn-up* devem ser categorizados assim:

i. Degradação da condutividade térmica do ZrO₂ com o espessamento do óxido:

Dois fatores que afetam a condutividade térmica do óxido são: o acúmulo do dano da irradiação e a mudança da densidade do óxido. Os resultados da medição dos óxidos em reatores PWR são insuficientes. A condutividade térmica de óxidos irradiados está na faixa de 1,5 a 2,0 W/mK. As camadas mais espessas de óxido dão os menores valores e menores espalhamentos. Se uma camada assume que a condutividade de um óxido irradiado inicia-se em 2,0 W/mK, a redução de aproximadamente 30 % é observada. Esta redução na condutividade térmica do óxido pode causar um aumento da temperatura de aproximadamente 5 °C na interface metal-óxido num óxido de 50µm e uma taxa de aquecimento linear de 20 kW/m. A extensão deste efeito não é totalmente compreendida por Kido et. al [34] para explicar completamente a aceleração da corrosão e poucos modelos de corrosão tem sido utilizados para este efeito. Uma explicação cabível para este fator é a possibilidade de uma maior degradação da condutividade térmica do óxido durante a operação devido a formação de uma fase de vapor nos poros ou fissuras do óxido.

ii. Perda da resistência à corrosão da matriz do Zircaloy devido a alterações na microestrutura devido à radiação:

Na última década, a relação entre a distribuição de partículas intermetálicas e o comportamento da corrosão nos componentes internos do reator tem sido bem estabelecida. Investigações de Garzarolli [35] confirmam que há um tamanho apropriado de distribuição das partículas intermetálicas que favorecem uma interpretação da corrosão no reator. Em outras palavras, a redistribuição das partículas intermetálicas durante a irradiação mostra ter uma influência na resistência à corrosão nos materiais de reatores do tipo BWR.

A taxa de corrosão em materiais irradiados em vapor de 946 °C é aumentada por um fator de aproximadamente quatro vezes, comparado a materiais não irradiados. A irradiação neste reator ocorre em temperaturas menores do que poderia ocorrer em revestimentos do reator PWR. Como este fenômeno é dependente da temperatura e ocorre em baixas temperaturas, devem ser cuidadosamente aplicados os resultados nos materiais usados no PWR. A temperatura no revestimento dos tubos com óxidos em torno de 60 µm é de

aproximadamente 260 °C. Em torno deste nível de temperatura, a dissolução das partículas intermetálicas é relacionada ao amadurecimento. Este efeito aumenta a resistência à corrosão, e consequentemente a taxa de corrosão deve decrescer na região onde a espessura da camada oxidada excede os 60 µm.

iii. Acumulação de lítio no ZrO₂ e perda de proteção natural na interface metal-óxido

A influência do lítio nas propriedades da corrosão no Zircaloy tem sido investigada há mais de 30 anos, principalmente nos testes em laboratório [34]. Embora haja muitos argumentos sobre o efeito determinante do lítio, uma correlação entre a taxa de corrosão e a concentração de lítio nos óxidos formados parecem ser um bom argumento. Não existem dados reais do reator que nos possibilite comparar esta correlação; somente modelos empíricos expressam esta relação.

iv. Efeito da presença de hidretação no zircônio

A primeira tentativa para explicar o aumento da corrosão em altos *burn-up* in PWR com o efeito da precipitação de hidratos foi conduzida por Garde [36]. Outros dados apresentados recentemente por Kido et. al [34] mostraram em testes de amostras pré-hidretadas por gases e precipitadas em vapor feitas em laboratórios, a influência de camada hidretadas parecerem dominantes. Embora análises dos efeitos da hidretação no comportamento da corrosão terem sido feitos quantitativamente, existem poucos dados deste efeito em função da temperatura.

4.3 – Simulação Computacional da Corrosão através do Código PAD

A *Westinghouse Electric Company* desenvolveu o código PAD [33], que estava na versão 10.5.2 em 2006 durante a elaboração da dissertação de Pereira [5], para ser a principal ferramenta de projeto e avaliação da performance das varetas combustíveis para reatores PWR de usinas nucleares. O código calcula interativamente os efeitos inter-relacionados de temperatura, pressão, comportamento elástico e plástico do revestimento, liberação de gases de fissão, densificação e inchaço das pastilhas em função do tempo e da potência do reator. O código avalia também o histórico de potência das varetas considerando picos e alterações do nível de potência. O comprimento da vareta é dividido entre 5 e 49 segmentos axiais e cada

segmento assume uma operação e configuração constante. Os efeitos são integrados para obter a liberação total dos gases de fissão e consequentemente, calcula a pressão interna resultante em cada seção de tempo.

Esta é a ferramenta computacional que a INB usa para a análise e acompanhamento quantitativo da camada de óxido do elemento combustível. Entretanto, durante as paradas das usinas, é feita a inspeção visual da superfície destes elementos, porém é impossível mensurar a oxidação através de sistemas comuns de TV. Sistemas similares podem ser usados na Marinha.

No projeto da vareta, os critérios de projeto para o revestimento das varetas deve obedecer aos seguintes parâmetros, segundo o PAD [33]:

- a. No revestimento do Zircaloy-4 ou do Zirlo®, a temperatura da interface metal-óxido não deve exceder os seguintes limites:

Zircaloy-4	Zirlo®
400 °C	415 °C

- b. A estimativa de hidrogênio capturado no revestimento das duas ligas não deve exceder 600 ppm em volume médio no fim da vida.
- c. O estado permanente na oxidação do revestimento das duas ligas deve ser considerado no cálculo da oxidação total no caso de LOCA (Loss of Coolant Accident). O critério de aceitação LOCA 10 CFR 50.46 diz que a oxidação máxima local não deve exceder 17 % da espessura do revestimento.
- d. A espessura máxima do óxido não pode exceder 100 µm.

Estes critérios estão de acordo com a norma ASME, seção III. O modelo utilizado pelo código foi feito em 1996 e é conhecido como *ZrBA model*. Ele foi obtido na medição da camada de óxido ao longo de vários anos em revestimentos de tubos de Zircaloy-4 das usinas nucleares americanas. A medição feita considerou para o desenvolvimento do modelo a espessura média circunferencial de óxido no revestimento. A seguinte fórmula representa o *ZrBA model*:

$$dw/dt = F_{material} * F_{flux} * F_{óxido} * F_{Li} * F_{Li-dia} * F_{boil} * dwt_b/dt$$

onde:

$dw_{th}/dt = e^{\left[\frac{20,6858 - 13506,1}{T} \right]}$, taxa de corrosão em [(mg/dm²)/dia] com T sendo a temperatura da interface metal-óxido em Kelvin.

$F_{material} = 1,0$ para Zircaloy-4

$F_{flux} = 1 + 0,035 \times 10^{-13} \times \text{fast flux [n/cm}^2\text{-seg, E}>1 \text{ Mev]}$

$F_{óxido} = 1 + 0,53 \times [\text{espessura do óxido (microns)} - 0,20]$, para óxidos com mais de 74 mg/dm²

$F_{Li} = 1 + 0,06 \times Li$, onde Li é a concentração atual de Lítio em ppm

$F_{Li-dia} = 1 + 6 \cdot 10^{-8} [Li\text{-dia}]^2$, onde Li-dia é a exposição acumulada de Lítio em ppm-dia

$F_{boil} = 1 + 0,0015 \times [q''_{boil} / hv]$, onde q''_{boil} é o fluxo de calor durante a evaporação e hv é o coeficiente de calor de vaporização.

Capítulo 5 - Qualidade, Confiabilidade e Análise de Segurança da Instalação Propulsora Naval

5.1 – Introdução

A qualidade e confiabilidade são interligadas no projeto e fabricação de produtos e seu uso. A qualidade é associada com a capacidade de projetar produtos que incorporam características que são altamente otimizadas, diz Lewis [37]. A qualidade também é associada com a redução de variabilidade destas características de desempenho, portanto, deve-se concentrar no controle e na redução da variabilidade de desempenho.

5.2 - Licenciamento das Instalações

O licenciamento de instalações nucleares no Brasil é de responsabilidade da CNEN (Comissão Nacional de Energia Nuclear). O escopo de suas normas é limitado a instalações “estacionárias”, isto é, exclui as instalações móveis dentre as quais se inclui a Instalação Propulsora Nuclear (IPN) de um Submarino Nuclear de Ataque (SNA). O caráter reservado das informações disponíveis sobre a propulsão nuclear naval de emprego militar nos poucos países onde ela foi desenvolvida (EUA, Rússia, França, Grã-Bretanha e China) torna o desenvolvimento do SNA no Brasil pioneiro e nenhuma organização nacional se encontra hoje tecnicamente preparada para cumprir a função de Autoridade de Segurança Nuclear (ASN), conforme afirma Guimarães [30].

Guimarães [38] em 1991 abordou aspectos de segurança não especificamente nucleares, comuns aos submarinos militares dotados de propulsão convencional. Os aspectos de projeto e operação da IPN já foram tratados pelo *Project de Fin d'études de Ingénieur Atomique* por Guimarães em 1993 [39].

O risco potencial dos reatores nucleares decorre principalmente da possibilidade de dispersão dos materiais radioativos para fora dos locais previstos. As possíveis causas desta dispersão devem então ser objeto da Análise de Segurança, que por ventura inicia-se no projeto e segue durante todo o comissionamento do SNA.

5.3 - Análise de Segurança de Instalações Nucleares

Análise de segurança é o estudo, exame e descrição do comportamento previsto para uma instalação nuclear durante toda sua vida, em situações normais e transitórias e de eventos postulados, com o objetivo de se determinar:

- As margens de segurança previstas em operação normal e em regime transitório e
- A adequação de itens para prevenir as consequências dos acidentes que possam ocorrer.

5.3.1 – Objetivo da Análise de Segurança

O aspecto que diferencia a propulsão nuclear de outras é a presença de grandes quantidades de materiais radioativos, principalmente os produtos de fissão. O problema central de segurança aqui é assegurar que esses produtos de fissão permaneçam confinados de forma segura, durante a operação do submarino, recarga do reator e preparação e transporte do combustível usado. Alvim [40] cita que cerca de 98 % de todos os produtos radioativos são retidos pelos elementos combustíveis desde que seja fornecido resfriamento suficiente para evitar o derretimento do combustível. Portanto, os objetivos principais da operação e da segurança de reatores nucleares são:

- Remoção adequada de calor;
- Controle da energia liberada no sistema para evitar sobreaquecimento e, no caso extremo, o derretimento do núcleo;
- Reduzir a freqüência de ocorrência de um acidente que possa levar ao escapamento de radioatividade da planta; e
- Limitar a extensão do perigo radiológico caso um acidente ocorra.

Algumas das maneiras pelas quais isso pode ser feito:

- Projeto de sistemas de reatores que sejam tão seguros quanto possível de forma prática e/ou razoável e que possam acomodar distúrbios operacionais sem danos sérios à planta ou ameaça à segurança pública.
- Inclusão de barreiras múltiplas contra o escapamento de radioatividade;
- Análise detalhada de uma grande variedade de eventos de modo a avaliar a segurança do sistema do reator;
- Dispositivos e sistemas de segurança para proteger o público e a planta de erros humanos, de falhas de equipamentos e da ocorrência de fenômenos naturais.

5.3.2 – Requisitos de Segurança

O circuito primário trabalha com uma grande quantidade de energia cujo controle é feito por mais de um dispositivo, sendo que uma falha em quaisquer dispositivos ou em acessórios do circuito pode provocar danos irreparáveis à embarcação e/ou ao meio ambiente.

A segurança de uma instalação de propulsão nuclear é responsável de forma direta e indireta por 20% a 65% do custo total da planta [3], sendo que o investimento na segurança deve ser encarado não somente como um acréscimo no custo de operação, mas como uma forma de evitar acidentes e os custos a eles relacionados.

Os possíveis acidentes em uma planta de propulsão nuclear são postulados de acordo com a sua probabilidade de ocorrência, sendo os principais citados por Santos [3]:

- a) Perda de refrigerante do circuito primário (LOCA - Lost of Coolant Accident).
- b) Perda do sistema de controle do reator.
- c) Perda de alimentação do gerador de vapor.
- d) Colisão com perfuração do casco.
- e) Perda de alimentação elétrica.

Todos estes acidentes podem levar, de forma direta ou indireta, a uma perda incontrolável de radionuclídeos para o meio ambiente, que é chamada de máximo acidente crível (MCA - Maximum Credible Accident). Como primeira medida nestes acidentes, deve-se cessar a reação nuclear através da inserção automática das barras de controle e segurança no núcleo do reator.

a) LOCA

A perda de refrigerante do circuito primário pode levar à fusão do núcleo do reator, pois mesmo com todas as barras de controle inseridas e tendo finalizada a fissão em cadeia, o núcleo continua gerando calor, dito residual ou de decaimento. O calor residual é função do tipo de combustível, do tempo de operação e da potência em que se encontrava o reator antes do desligamento, atingindo 5% da potência de operação após um segundo e 1% da potência de operação após uma hora do desligamento. É usual a colocação de válvulas de isolamento com acionamento rápido nos bocais do reator, de modo a evitar perda do refrigerante no interior do vaso do reator. Adicionalmente é previsto um sistema de injeção de refrigerante no

vaso do reator de modo a garantir que o núcleo não fique descoberto. De modo a garantir o resfriamento do núcleo em caso de LOCA, é previsto um sistema para resfriamento de emergência, onde o refrigerante é desviado entre o bocal do reator e a válvula de isolamento para um trocador de calor, retornando ao vaso do reator e resfriando assim o núcleo.

b) Perda do sistema de controle

Como a perda do controle do reator pode comprometer seu resfriamento, existe na maioria das instalações de terra a possibilidade de injeção de água borada, que devido à sua alta seção de choque de absorção de nêutrons pode cessar ou reduzir a reatividade do núcleo. Além disto, é previsto no mecanismo de controle das barras um sistema de molas que empurra as barras de segurança para o interior do núcleo, cessando com a reação em cadeia, além da força da gravidade que apóia na descida.

c) Perda de alimentação do gerador de vapor

A falha na alimentação de água no gerador de vapor corta de imediato a principal fonte de resfriamento do circuito primário. No caso de ocorrer esta falha, deve-se garantir a remoção do calor residual existente no núcleo, o que é em grande parte feito através do gerador de vapor, sendo então realizado pelo sistema de resfriamento de emergência ou outro sistema específico. Portanto, neste tipo de falha deve ser prevista uma alimentação para o gerador de vapor.

d) Colisão com perfuração do casco

A colisão com outra embarcação, rocha ou outro elemento pode romper o casco e atingir linhas ou equipamentos do circuito primário ou a ele ligados. Como isto pode provocar o vazamento de radionuclídeos, são colocadas estruturas no costado e anteparas da região do compartimento do reator para a proteção no caso de colisão. Além disto, deve se prever um meio de propulsão em emergência de modo a evitar que o navio fique a deriva e possa sofrer uma colisão.

e) Perda de alimentação elétrica

A perda de alimentação elétrica interrompe a circulação de refrigerante do reator e de alimentação do gerador de vapor, sendo prevista uma fonte de energia elétrica de emergência, e sistemas de emergência passivos que sejam capazes de atuar independentemente da energia elétrica, utilizando para isto de recursos como a pressurização de tanques e a circulação natural.

5.4 - Defesa em Profundidade

O propósito básico da segurança de reatores é manter a integridade das barreiras múltiplas contra a liberação de produtos de fissão. Essa integridade é sustentada por uma abordagem de defesa em profundidade citada por Knief [41] em três níveis:

- Prevenção;
- Proteção;
- Mitigação.

A defesa em profundidade destaca-se entre os princípios fundamentais propostos por Guimarães [30], por permear todos os aspectos de segurança da tecnologia de propulsão nuclear. Palavras deste autor para o princípio da defesa em profundidade:

“Para compensar potenciais falhas humanas e materiais, o conceito de defesa em profundidade é implementado, centrado em vários níveis de proteção que incluem barreiras sucessivas que previnem a liberação de material radioativo para o ambiente. O conceito inclui a proteção das barreiras evitando danos à IPN e às próprias barreiras.”

A confiabilidade das barreiras múltiplas é aumentada aplicando o conceito de defesa em profundidade a cada uma delas, protegendo-as por uma série de ações e dispositivos de segurança. Cada barreira é projetada de modo conservador, sendo sua qualidade verificada para assegurar que existam margens suficientes contra eventuais falhas [30].

5.5 - Níveis de Segurança

O emprego de barreiras múltiplas sucessivas contra a fuga de radioatividade é básico para o projeto de submarinos nucleares. De modo a assegurar que nenhuma dessas barreiras seja comprometida devido a ocorrências anormais tais como:

- Falhas de equipamentos;
- Erros humanos; e
- Fenômenos naturais

Adota-se o conceito de três níveis de segurança como filosofia de segurança, proposto pelo Professor de Engenharia Nuclear da COPPE/UFRJ Alvim [40] e Knief [41].

✓ 1º Nível - Prevenção

Projetar para máxima segurança em operação normal e máxima tolerância em caso de mau funcionamento do sistema. Empregar aspectos de projeto inherentemente favoráveis à operação segura; enfatizar a qualidade, a redundância, a inspecionabilidade e a testabilidade antes da aceitação para operação comercial e considerando o período de vida da planta. Este nível busca evitar as ocorrências operacionais que podem resultar em:

- danos ao sistema;
- perda de desempenho do combustível;
- liberações anormais de radioatividade; ou
- outros eventos que podem levar a acidentes.

Exemplos:

- Materiais com propriedades sabidamente estáveis em condições de operação;
- Instrumentação e controle para operadores terem conhecimento do status da planta;
- Padrões de engenharia mais altos na construção e instalação.

Os componentes devem ser projetados e instalados para permitir monitoração e inspeção contínuas em relação a sinais de desgaste e falhas incipientes e também em relação a testes periódicos de componentes. Por isso, objetiva-se apresentar a Técnica de Correntes Parasitas para a verificação da integridade estrutural das varetas dos elementos combustíveis.

✓ 2º Nível - Proteção

Para Alvim [40], deve-se admitir que incidentes ocorram a despeito dos cuidados no projeto, construção e operação. Dotar a instalação propulsora nuclear de sistemas de segurança para a proteção de operadores e do público e prevenir ou minimizar danos quando tais incidentes ocorrerem. É prudente antecipar, apesar dos cuidados tomados no primeiro nível de segurança, que possam ocorrer falhas de componentes que venham a afetar a sua segurança. Então o objetivo do segundo nível de segurança é o de proteger o pessoal da planta (tripulação) e o público das consequências dessas falhas através do uso de vários dispositivos e sistemas de segurança.

O reator deve possuir um Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo (SREN) para evitar o derretimento do combustível e a liberação de produtos de fissão devido ao aquecimento subsequente a um acidente de perda de refrigerante (LOCA).

O reator deve possuir capacidade redundante de desligamento rápido caso as barras de controle não possam ser inseridas, por estarem fisicamente travadas ou devido a um mau funcionamento dos circuitos elétricos. A planta deve possuir fontes de energia elétrica que sejam independentes da operação do reator para operar o SREN, se necessário, fornecer potência para a operação contínua de instrumentação e também para ser usada em outras situações de emergência.

✓ 3º Nível - Mitigação

Deve-se fornecer sistemas de segurança adicionais conforme apropriado, baseado na avaliação de efeitos de acidentes hipotéticos, onde se admite que alguns sistemas de proteção falham simultaneamente junto com o acidente que devem controlar.

Este terceiro nível de segurança suplementa os dois primeiros, adicionando uma margem de segurança no caso de eventos extremamente improváveis ou inesperados [40]. Visa limitar as consequências de acidentes, caso ocorram, a despeito de medidas preventivas. São avaliados acidentes com danos potencialmente severos ao núcleo e com freqüências de ocorrência muito baixas para estabelecer critérios de desempenho para adição ou extensão de sistemas de segurança de engenharia, como:

- Água de alimentação auxiliar;
- Resfriamento do núcleo;
- Potência elétrica;

- Estruturas de contenção;
- Planejamento de emergência.

Tais eventos, usados desta forma para avaliação da segurança geral de uma IPN e para apontar a necessidade de sistemas de segurança suplementares, são denominados acidentes de base de projeto. A análise de acidentes de base de projeto desempenha um papel importante no projeto e licenciamento de uma central nuclear ou de um submarino nuclear.

5.6 - Barreiras Múltiplas contra o Escape de Radioatividade

Para evitar o escapamento de radioatividade, as centrais nucleares e os submarinos nucleares são projetados usando-se o conceito de barreiras múltiplas. Essas barreiras representam uma seqüência de obstáculos (nem todos físicos) para bloquear a passagem de material radioativo proveniente do combustível, ou onde possa se originar, para a população ou ambiente circundante. Na figura 5.1 observa-se um diagrama onde são esquematizadas as barreiras múltiplas e suas relações. Alvim [40] descreve que as seguintes barreiras devem ser projetadas:

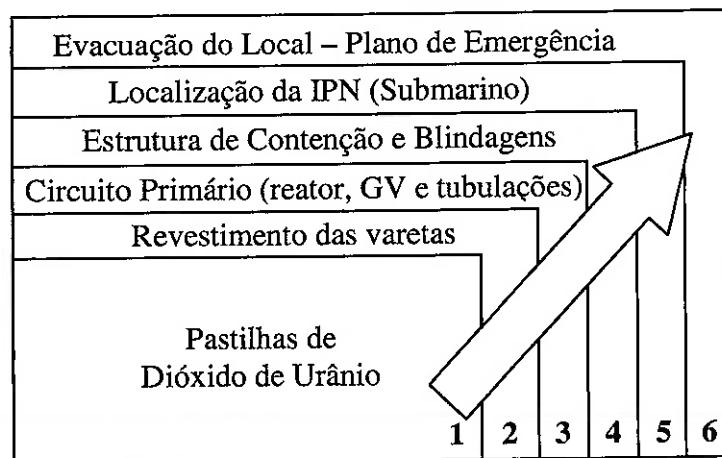


Figura 5.1 – Barreiras Múltiplas de uma Central e de uma Instalação Propulsora Nuclear [40]

✓ Primeira Barreira

O Dióxido de Urânio (UO_2) é um material cerâmico e retém os produtos de fissão sólidos – 98% da radioatividade gerada durante a operação da IPN.

Os produtos de fissão voláteis e gasosos Kr, Xe e I (volátil, comporta-se como gás) são liberados lentamente do material cerâmico. A liberação de produtos de fissão voláteis (e dos sólidos) é inibida pela segunda barreira.

✓ Segunda Barreira

O revestimento das varetas de Zircaloy ou Aço Inoxidável, que embora sujeito a cuidadosa inspeção, o revestimento pode ocasionalmente desenvolver fissuras, principalmente ao final do ciclo, causada entre outros motivos, pela corrosão. Como resultado, pequena quantidade de radioatividade escapa para o refrigerante.

Esse é o foco principal da monografia: propor o uso da Técnica de Correntes Parasitas na inspeção superficial das varetas dos elementos combustíveis que são inseridos no reator da IPN do SN. Com uma política de manutenção bem aplicada e o uso desta técnica em períodos pré-definidos pelo corpo de engenheiros, pode-se contribuir para a evolução da confiabilidade operacional e segurança da segunda barreira.

✓ Terceira Barreira

O sistema primário que retém qualquer produto de fissão que escape das varetas. Inclui o reator, geradores de vapor (GV), bombas, pressurizador e tubulações. Caso um número muito grande de varetas desenvolva rachaduras, detectores de radiação indicam o problema imediatamente. O reator deve ser desligado para permitir substituição das varetas falhadas.

Desse modo, a atividade no refrigerante não chega a atingir um nível inaceitável. O sistema primário raramente vaza de modo significativo, embora possam ocorrer vazamentos em selos de bombas e por válvulas. Esta água é coletada e tratada para reduzir os níveis de reatividade. Caso haja uma quebra no sistema primário entra em ação a Quarta Barreira.

✓ Quarta Barreira

A estrutura de contenção formada pelo casco resistente, blindagens, anteparas e proteções físicas radiológicas. Ela evita ou minimiza a liberação de radioatividade para o meio ambiente. O volume e a resistência da estrutura são tais que possam suportar as temperaturas e pressões máximas esperadas para o vapor produzido pela evaporação

instantânea de toda a água no circuito primário. Caso ocorra uma ruptura significativa no circuito primário, a pressão cairá e entrará em atuação dispositivos técnicos de segurança, que fornecem água ao núcleo em caso de LOCA. Estes dispositivos consistem de subsistemas independentes e redundantes que são atuados em seqüência, na medida em que ocorre a despressurização. São compostos de bombas, tanques de água e ácido bórico concentrado e acumuladores.

Para refrigerar a atmosfera da contenção e reduzir a pressão pela condensação de parte do vapor gerado após o LOCA, asperge-se água através de bocais perto do topo da estrutura (spray da contenção). A água coletada no poço da contenção (caso exista no submarino) pode ser recirculada através de trocadores de calor, para fornecer resfriamento contínuo da atmosfera da contenção. Esse spray serve também para remover alguma radioatividade da atmosfera da contenção. Hidróxido de sódio ou tiosulfato alcalino de sódio na água facilita a remoção de radioisótopos.

Em alguns reatores PWR, o nível de radioatividade na contenção pode ser reduzido usando ventiladores para recircular o ar através de absorvedores de iodetos e de filtros particulados.

✓ Quinta Barreira

A localização do reator, inserida num submarino, está naturalmente protegida pelas águas navegáveis do meio, que é uma excelente barreira para a radiação. O risco para a população é consideravelmente aumentado em caso de acidentes graves na base, mas que ainda assim, passou com certeza por estudos para ser construída e por Análises de Seguranças próprias e foi analisada por órgãos ou Autoridades de Segurança Nuclear (IBAMA, CNEN, etc.), de forma a minimizar ou mitigar possíveis vazamentos de radionuclídeos caso o submarino esteja docado ou atracado.

✓ Sexta Barreira

A evacuação do local seja base, estaleiro ou porto, que será estabelecida por um Plano de Emergência da Autoridade Marítima, juntamente com a ASN.

5.7 - Garantia da Qualidade

De acordo com Guimarães [30], os fabricantes de componentes, sistemas e estruturas e os construtores da Instalação assumem a responsabilidade pela alta qualidade de seus produtos usando técnicas bem estabelecidas e procedimentos executivos validados, apoiados por um Sistema de Garantia da Qualidade (SGQ) eficaz.

Para Alvim [40], um SGQ inclui todas as ações necessárias para fornecer confiança adequada de que um componente, estrutura ou sistema apresente desempenho satisfatório em serviço. Códigos e padrões de engenharia são aspectos importantes da garantia da qualidade, pois representam a prática reconhecida para assegurar níveis aceitáveis de qualidade e de desempenho em materiais e componentes.

Diversos códigos pré-existentes, tais como o *ASME Boiler and Pressure Vessel Code*, foram melhorados, complementados ou revisados para satisfazer exigências da indústria nuclear.

A *Nuclear Regulatory Commission* americana (NRC) traduziu a filosofia de segurança precedente em um conjunto que estabelece os critérios de projeto, de fabricação, de construção, de teste e de desempenho para todas as estruturas, sistemas e componentes que são importantes para a segurança da planta nuclear, de fins de geração de energia. Estes critérios são apresentados no Apêndice A do 10 CFR 50 (Code of Federal Regulations).

5.8 - Garantia da Segurança em Operação para os Elementos Combustíveis

Guimarães [30] descreve na sua doutrina que as varetas de combustível tendem a ser distorcidas e deslocadas em caso de ocorrência de um acentuado gradiente radial de aquecimento ao longo do núcleo de um reator. Se este efeito não é contrabalançado, a distorção do núcleo pode induzir mudanças na reatividade ou inibir a inserção de elementos de controle ou segurança. Em alguns casos, a distorção poderia afetar os diâmetros hidráulicos de canais de escoamento de refrigerante específicos e, consequentemente, comprometer o resfriamento do combustível. Desta forma, devem ser tomadas precauções particulares para prevenir efeitos indesejáveis de distorção do núcleo induzidos por carregamentos térmicos, mecânicos e radiação.

As vibrações das varetas de combustível induzidas por efeitos termohidráulicos devem ser evitadas através de restrições mecânicas. Isto previne a flutuação do fluxo neutrônico associado e um excessivo desgaste do encamisamento. Os elementos combustíveis e outros componentes do núcleo são contidos de forma que mudanças abruptas de posição não podem causar transientes bruscos de reatividade. Deve-se, entretanto ter o cuidado de que os vínculos

introduzidos não introduzam, por sua parte, novos problemas de segurança.

A análise apoiada por experimentos adequadamente delineados deve verificar que o núcleo é geometricamente estável contra choques, transientes de sistemas e outros carregamentos dinâmicos aos quais poderia ser submetido.

Uma elevada qualidade das varetas de combustível é um requisito de segurança importante. Uma vareta combustível danificada ou distorcida pode potencialmente comprometer o resfriamento e o controle de reatividade.

Além disso, uma falha no encamisamento representa a perda de uma barreira de contenção dos materiais radioativos, comprometendo o princípio de defesa em profundidade. Danos menos severos podem reduzir a capacidade do combustível de resistir a condições accidentais.

Por estas razões, procedimentos especiais de garantia de qualidade no projeto e fabricação do combustível são indispensáveis. A manutenção da integridade do combustível é verificada através do monitoramento do nível de atividade no refrigerante durante a operação. Desta forma, confirma-se mais uma vez a importância da inspeção das varetas pela Técnica das Correntes Parasitas.

5.9 - Prevenção de Perdas

Segurança ou Prevenção de Perdas é a prevenção de acidentes pelo emprego de tecnologias apropriadas para a identificação de perigos de uma instalação de processo e a eliminação dos mesmos antes da ocorrência de um acidente, segundo a opinião de Lees [42].

A prevenção de perdas é caracterizada:

- Por uma ênfase na gestão e nos sistemas de gestão, particularmente para a tecnologia;
- Pela preocupação com os perigos que se originam da tecnologia;
- Pela preocupação com os perigos maiores, ou seja, incêndios, explosões e liberações tóxicas;
- Pela preocupação com a integridade da contenção ou do casco resistente.
- Pela abordagem sistêmica em todos os níveis, em vez de uma abordagem por tentativa e erro.

Outros aspectos relevantes para a prevenção de perdas:

- Técnicas para a identificação e Abordagem quantitativa de perigos;
- Avaliação quantitativa dos perigos e também face aos critérios de riscos;
- Técnicas de Engenharia de Confiabilidade;
- Independência em avaliações e inspeções críticas;
- Planejamento de emergências;
- Investigações de incidentes;
- Crítica as práticas tradicionais ou de regulamentações existentes, padrões ou códigos em que estas estejam obsoletas devido a alterações tecnológicas.

Capítulo 6 - Técnica de Correntes Parasitas

6.1 – Introdução

Guimarães [30] em sua tese cita um princípio que justifica o emprego de Técnicas de Engenharia Validadas, como é a Técnica das Correntes Parasitas.

Princípio: “A tecnologia de propulsão nuclear está baseada em práticas de engenharia validadas através de experimentos, ensaios, testes e realimentação de experiência operacional, consolidadas em códigos e normas aprovadas e adequadamente documentadas”.

Os sistemas e componentes devem ser projetados de modo conservador, sendo fabricados e testados dentro de padrões de qualidade proporcionais as suas funções de segurança.

Segundo Silveira [43], em plantas tipo PWR, a deterioração de tubos de geradores de vapor tem sido um dos principais problemas econômicos, além de acarretar problemas à segurança operacional. No seu trabalho foi feito um levantamento dos modos de deterioração de tubos de geradores de vapor e a ferramenta principal que ele usou para a análise da integridade dos tubos foi a Correntes Parasitas. Conforme normas americanas o projeto do gerador de vapor deve considerar que todos os tubos devem estar acessíveis para inspeção e tamponamento. Ele cita que o método de inspeção deve estar habilitado a detectar quaisquer defeitos com penetração de 20% ou mais na espessura do tubo conforme *Standard Review Plan*, seção 5.4.2.2 (*U.S. Nuclear Regulatory Commision*, 1981). O autor afirma que de acordo com o *Regulatory Guide* 1.83 da mesma norma citada, o método de inspeção recomendado é o de Correntes Parasitas, porém é dada abertura para outras técnicas equivalentes.

6.2 - Fundamentos do Ensaio de Correntes Parasitas

Ensaios não destrutivos (END) são testes que permitem a avaliação de características de materiais/componentes sem provocar o seu colapso ou inviabilizar seu uso. Existem vários tipos de END e dentre eles destacamos neste trabalho o ensaio eletromagnético por correntes parasitas. Segundo a ASNT (*American Society for Nondestructive Testing*) os ensaios eletromagnéticos classificam-se em:

- Ensaio com Fuga de Fluxo Magnético;
- Ensaio com Microondas;
- Ensaio com Correntes Parasitas ou Correntes de Foucault.

O ensaio por correntes parasitas apresenta uma ampla faixa de aplicação. Esse método de ensaio consiste em induzir correntes elétricas numa peça eletricamente condutora, através de um campo eletromagnético variável e em observar a interação entre as correntes induzidas e o material. As correntes parasitas são geradas no material por meio de bobinas, quando são excitadas por correntes elétricas variáveis. Observando-se a interação entre as correntes parasitas e o material, através da monitoração da impedância elétrica da própria bobina, podem-se avaliar propriedades elétricas e magnéticas desse material, inclusive sua integridade.

6.3 – Diferenciais, Vantagens e Limitações do Ensaio

Os métodos convencionais de inspeção que utilizam campos magnéticos e ondas ultra-sônicas têm provado sua eficiência e confiabilidade na detecção de corrosão em equipamentos industriais.

Inspeções em tubulações com revestimento necessitam, além do alto custo financeiro, muito tempo na execução do serviço. Portanto equipamentos com estas características dificultam a utilização de técnicas conhecidas, tais como: ultra-som convencional e inspeção visual.

Nos últimos anos tem havido um aumento da aplicação dos ensaios não-destrutivos (END) em equipamentos industriais baseado nos seguintes fatos:

- Podem ser utilizados como ferramenta econômica na manutenção preditiva;
- Podem fornecer informações importantes para o estabelecimento da integridade estrutural dos equipamentos;
- Permitem aplicar técnicas de extensão de vida baseada na troca planejada de componentes deteriorados, indicados pela inspeção.

Essa tendência implica na necessidade de algumas modificações na sistemática de inspeção normalmente adotada quando se emprega END convencionais, quais sejam:

- inspeção total do equipamento ao invés da realização dos ensaios por

amostragem;

- inspeção executada com o equipamento em serviço (operação). Essa atitude implica no uso dos END em superfícies quentes e/ou a execução dos ensaios sobre isolamento.

Tais fatos tornam a inspeção quase que proibitiva para os ensaios não-destrutivos convencionais, pois eles, normalmente, não permitem uma rápida definição das regiões críticas dos equipamentos.

Esses fatos e os citados a seguir constituem-se desafios para as novas ferramentas de inspeção visto que as plantas de processo da indústria de petróleo, química, instalações nucleares de usinas e propulsão naval apresentam uma grande quantidade de equipamentos isolados termicamente, o que:

- impede a inspeção visual e ultra-sônica;
- permite condensação de água causando a corrosão externa severa sob isolamento;
- a corrosão é de difícil detecção;
- o local de ocorrência da corrosão externa é imprevisível, pois pode ainda ocorrer corrosão interna próximo a raiz da solda;

Como os métodos convencionais de inspeção que requerem a remoção de isolamento são insuficientes para definir a extensão do problema, e extremamente onerosos surgiram algumas alternativas para tentar contornar esses problemas:

- ✓ A técnica radiográfica de campo (*flash* ou *on stream*), que não necessita remoção do isolamento, permite a definição da localização da corrosão (interna ou externa), possibilita a quantificação da corrosão, mas infelizmente esse ensaio é lento, trabalhoso, e caro para inspeção total do equipamento (100%);
- ✓ A técnica de retro-espalhamento com nêutrons que é usada para definir regiões do isolamento com grande umidade, porém as regiões mais corroídas do equipamento não correspondem às regiões de maior acúmulo de água; e áreas sem a presença de umidade não garantem inexistência de corrosão externa;
- ✓ A técnica termográfica com uso de câmaras sensíveis ao infravermelho para detecção de áreas com diferença de temperatura (associadas a corrosão). Essas câmaras demonstraram baixa capacidade de detecção e apresentaram muitas indicações falsas, provavelmente causadas pela não homogeneidade do

isolamento e as diferenças de refletividade (do infravermelho) pela chapa de metal do revestimento.

Mesmo para tubulações ou componentes não isolados novas técnicas são necessárias para atender os requisitos atuais de rapidez nos resultados e cobertura total da área, consistindo desafios para o desenvolvimento de novos END.

Surgiram alguns desenvolvimentos recentes dos END que produziram técnicas não invasivas comercialmente disponíveis para inspeção rápida de vasos de pressões e tubulações em plantas de processo.

Precisa ficar claro, no entanto que, após a definição de áreas críticas ou suspeitas, outras técnicas não-destrutivas, principalmente ultra-sônicas, devem ser aplicadas para quantificação da espessura remanescente.

Como todos os demais métodos de Ensaios Não Destrutivos, a Correntes Parasitas apresenta muitas vantagens e limitações. Para Soares [44], são vantagens desse método:

- O sinal indicativo do estado do material é obtido sempre instantaneamente, não havendo necessidade de esperar um tempo para ocorrer a revelação de indicações.
- O método é sensível a várias propriedades físicas e metalúrgicas. Se as variáveis que não apresentam interesse puderem ser eliminadas ou discriminadas, o método pode apresentar uma larga faixa de aplicações.
- Não apresenta problemas de acoplamento entre bobina e a peça a ser ensaiada.
- Os equipamentos, na maioria das vezes, são alimentados por pilhas ou baterias, caracterizando-se como portáteis.
- Sistemas de ensaios automatizados, instalados em linhas de produção, podem inspecionar peças em velocidades altíssimas (30 m/s).
- Sistemas de ensaios por controle remoto podem ser usados, como por exemplo, nas inspeções de tubos instalados em geradores de vapor de centrais nucleares.
- Os procedimentos de ensaio são prontamente adaptáveis a situações passa/não passa.

São limitações descritas por Soares [44] para esse método de ensaio:

- Esse método de ensaio só é aplicável a materiais eletricamente condutores. A profundidade de penetração das correntes parasitas restringe-se, na maioria das vezes, a até 6 mm, a menos que altere-se a freqüência do ensaio, que pode interferir na qualidade da leitura.
- O sucesso do ensaio está diretamente relacionado à habilidade do sistema operador X

equipamento em suprimir variáveis indesejáveis.

- O ensaio de materiais ferromagnéticos é muitas vezes difícil de executar.

6.4 – Conceitos Teóricos do Ensaio

Seja uma bobina colocada sobre a superfície de uma chapa metálica, de modo que seu eixo esteja perpendicular à superfície dessa peça, como na figura 6.1. Essa amostra é caracterizada por uma permeabilidade magnética (μ), por uma condutividade elétrica (σ), por uma determinada espessura (w), que é fator dimensional. Quando alimentada por uma corrente elétrica alternada, a bobina produz um campo magnético alternado, cuja direção é perpendicular à superfície da amostra, denominado campo magnético indutor ou primário. A parte do campo magnético indutor que na amostra, induz correntes elétricas em sua superfície e no interior dela, também denominadas correntes parasitas ou *Eddy Current* em inglês. Essas correntes elétricas são alternadas, fluem em planos paralelos às espiras da bobina de ensaio e produzem também um campo magnético alternado, denominado campo magnético induzido ou secundário, cuja direção é a mesma do campo indutor, porém em sentido oposto.

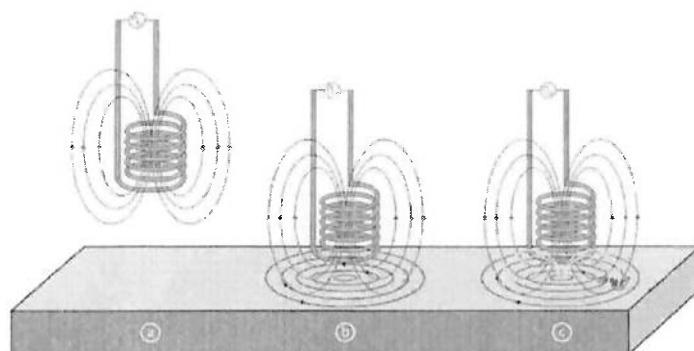


Figura 6.1 – Campo Magnético Alternado Induzindo Correntes Elétricas numa Amostra Metálica [5]

Como se pode observar haverá nessa região uma superposição dos campos magnéticos primários e secundários, ambos influenciando a bobina, gerando nesta um sinal que traz as características elétricas, magnéticas e geométricas da amostra. Pode-se considerar que a bobina e a amostra formam uma só unidade e o sinal medido nela depende:

- das características geométricas da bobina;
- da freqüência de ensaio (freqüência da corrente excitadora);
- das propriedades elétricas e magnéticas do material da amostra;
- das dimensões da amostra;

- da existência de descontinuidades na amostra.

A análise dessas dependências leva à conclusão que o método de ensaio por correntes parasitas pode ser aplicado para:

- Determinação das dimensões da amostra (espessura metálica, espessura de revestimentos metálicos e não-metálicos);
- Determinação de materiais (de acordo com a condutividade elétrica e a permeabilidade magnética);
- Detecção e avaliação de falhas (mudanças localizadas e/ou generalizadas das propriedades do material).

Para uma melhor apresentação das equações que regem a geração de correntes parasitas, recomenda-se a leitura da obra de Soares [44].

A bobina de ensaio reflete, portanto, a influência de dois campos magnéticos, ou de dois fluxos magnéticos que ocorrem simultaneamente, o indutor e o induzido. Conhece-se a impedância de uma bobina de ensaio que esteja afastada de qualquer amostra condutora, a verdadeira impedância da bobina. Na presença de uma amostra condutora, a impedância altera-se para outro valor, ou impedância intrínseca. Qualquer variação das correntes induzidas geradas na amostra, motivada por alterações na condutividade elétrica, ou na permeabilidade magnética, ou nas dimensões ou pela presença de descontinuidades na amostra, ou ainda pela ocorrência simultânea de todas essas possíveis alterações, afetará o fluxo magnético resultante, refletindo na impedância intrínseca da bobina de ensaio.

6.4.1 – Fluxo das Correntes Parasitas

As correntes parasitas formam circuitos, circulando em planos perpendiculares ao fluxo magnético. Isso significa que essas correntes circulam paralelamente ao enrolamento da bobina de ensaio ou paralelamente à sua superfície. O fluxo das correntes parasitas fica limitado à área do campo magnético indutor.

A freqüência de ensaio determina a profundidade de penetração das correntes parasitas, geradas no interior da amostra; quando a freqüência é aumentada, a penetração diminui e a distribuição de correntes parasitas torna-se mais densa na região mais próxima da superfície da amostra, onde se encontra a bobina de ensaio. Tanto as correntes parasitas quanto o fluxo magnético tornam-se menos intensos à medida que a profundidade aumenta,

por causa do efeito de pele (*skin effect*, em inglês). Além da atenuação por que passam as correntes parasitas, há também uma defasagem dessas correntes com a profundidade. A defasagem ocorrida com as correntes parasitas no interior do material é o fenômeno que faz deste método de ensaio um dos mais úteis e de grandes aplicações. Consulte Soares [44] para melhor compreensão destes conceitos.

A atenuação sofrida pelas correntes parasitas depende da freqüência da corrente elétrica indutora, também denominada de freqüência de ensaio, das propriedades elétrica e magnética do material, como a condutividade elétrica e permeabilidade magnética e da profundidade, atingida pelas correntes parasitas.

6.4.2 - Propriedades que Afetam as Correntes Parasitas

Pelo que foi visto neste item de fundamentos, as propriedades dos materiais que afetam o fluxo das correntes parasitas são: condutividade elétrica, geometria (dimensões) do objeto e permeabilidade magnética. Em seguida, ver-se-á maiores detalhes estas propriedades.

6.4.2.1 - Condutividade Elétrica

Sabe-se que a condutividade elétrica e a resistividade são duas grandezas elétricas inversamente proporcionais. Permite-se usar o sistema de medida de condutividade I.A.C.S. (International Annealed Copper Standard). No Sistema Internacional, a unidade de condutividade elétrica é S/m (Siemens por metro), onde $S/m = 1 / \Omega \cdot m$.

No sistema IACS o valor da condutividade do cobre puro recozido e à temperatura de 20°C é arbitrado em 100% IACS e tomado como padrão. Na tabela 6.1 são apresentados os valores da resistividade e da condutividade elétrica de vários materiais.

Tabela 6.1 - Resistividade e Condutividade de Materiais Metálicos

Material	Resistividade $\mu\Omega \cdot cm$	Condutividade % IACS
Prata	1,63	105
Cobre recozido	1,72	100
Ouro	2,46	70
Alumínio	2,82	61
Magnésio	4,65	37
Zircônio	50,6	3,4
Inconel 600	101	1,7

Para transformar resistividade ($\mu\Omega \cdot \text{cm}$) em condutividade %IACS, usa-se a seguinte expressão:

$$\sigma_{material} = \frac{172}{\rho_{material}} \%IACS$$

A condutividade elétrica é uma propriedade característica de cada material. Todavia, há certos fatores que podem mudar a condutividade de um material. O mais importante para esta dissertação é a presença de uma camada condutora sobre um material condutor, que muda a condutividade inerente do material base, de maneira semelhante à de uma liga, que são combinações de outros metais e/ou elementos químicos com um metal base, sobre a qual a condutividade do metal base é mudada para um valor relacionado à composição química da liga. Se a espessura da camada de revestimento varia, a condutividade também varia. Essa mudança na espessura pode ser detectada por correntes parasitas.

6.4.2.2 - Fatores Dimensionais

Os fatores dimensionais de um objeto influem sobremaneira no ensaio por correntes parasitas podem ser classificados em dois tipos distintos [44]:

a) Dimensão e Forma do Objeto Ensaiado

Sabe-se que a profundidade de penetração das correntes parasitas num material depende da condutividade inerente do material (maior condutividade, menor penetração), da freqüência de ensaio, (menor freqüência, maior penetração) e da permeabilidade magnética (maior permeabilidade, menor penetração). No uso de correntes parasitas, haverá casos em que, para as condições de ensaio utilizadas, o campo magnético gerado não consegue "varrer" toda a espessura da peça, como é mostrado na figura 6.2 à esquerda. Nesse caso, a inspeção de todo o material da peça que se situar abaixo de uma dada espessura, poderá deixar de detectar descontinuidades importantes e o objeto ensaiado é considerado muito espesso para as condições do ensaio. Por mais que se aumente a espessura do material, a resposta do ensaio não será alterada.

Pode-se ter a situação em que o objeto ensaiado apresenta espessura muito fina, de modo que o campo magnético gerado ultrapassa toda essa espessura, como na figura 6.2 à direita. Nesse caso, um aumento na espessura do objeto, aparecerá no ensaio como se

houvesse um aumento na condutividade elétrica do material.

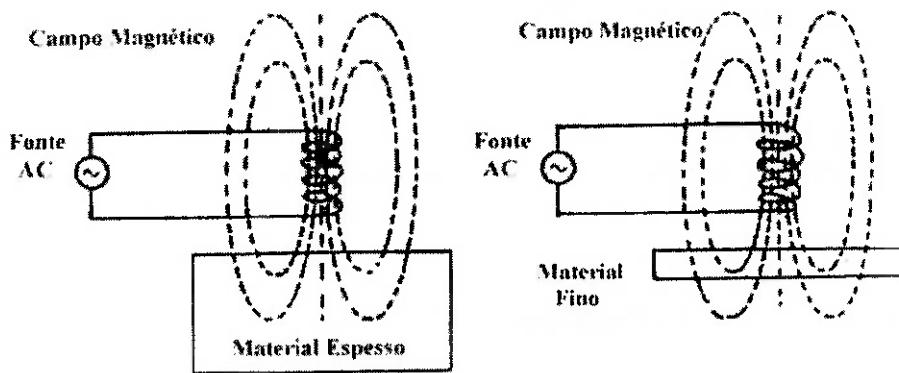


Figura 6.2 – Efeito da Espessura do Material nos Ensaios por Correntes Parasitas [5]

b) Presença de Descontinuidades

O fluxo de correntes parasitas dentro do material é afetado pela presença de descontinuidades, tais como trincas, porosidades ou inclusões. Descontinuidades produzem um aparente decréscimo no fluxo de eletricidade do material, pelo aumento do percurso que a corrente tem que executar. Isso resulta numa redução do fluxo de corrente, provocando por sua vez, uma mudança na impedância do circuito de ensaio. A intensidade da indicação provocada por uma descontinuidade depende da quantidade de corrente perturbada pela descontinuidade.

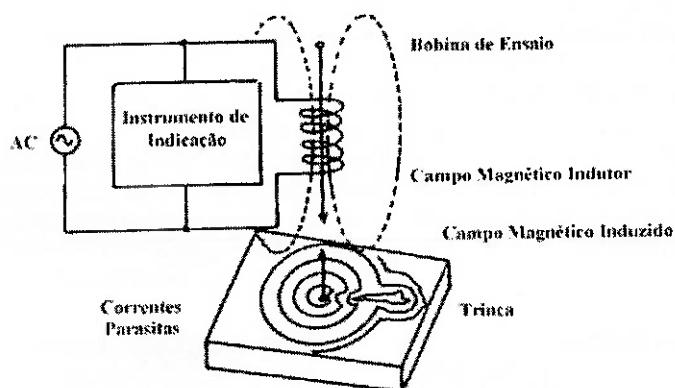


Figura 6.3 – Distorção das Correntes Parasitas Provocadas por uma Falha [5]

6.4.2.3 - Permeabilidade Magnética

Se a intensidade do campo magnético indutor em vários locais, varia mesmo que muito levemente, essas pequenas variações apresentam um grande efeito sobre a impedância

da bobina. Essas variações da impedância da bobina são, muitas vezes, tão grandes (em comparação com variações provocadas por mudanças na condutividade ou dimensões), que mascaram todas as outras variações. Quando a geometria da amostra permite, este efeito pode ser contornado pela magnetização do material, até atingir a saturação. Usa-se por isso, uma outra bobina, alimentada por corrente continua. A saturação magnética efetivamente elimina quaisquer variações do campo magnético residual, devido ao campo magnético variável da bobina de ensaio, possibilitando assim que outras variações possam ser medidas. Depois de se completar o ensaio, a peça tem de ser desmagnetizada.

6.4.2 - Espaçamento entre a Bobina e a Peça

Quando a bobina de ensaio é superficial, o termo usado para descrever o efeito que a variação do espaçamento existente entre ela e a peça provoca na formação do sinal é denominado *lift-off*.

Uma bobina de ensaio, quando energizada e mantida no ar, longe de qualquer material condutor, apresenta um determinado valor de impedância ao qual corresponde um certo sinal apresentado pelo equipamento de ensaio. Se a bobina é levada para perto de algum material condutor (chapa metálica), o valor inicial da impedância da bobina começa a mudar, assim que o campo magnético indutor intercepta o material. Essa variação da impedância continua até que a bobina se apóia inteiramente sobre o material. Conseqüentemente, com a variação da impedância da bobina, variar-se-á também o sinal apresentado no instrumento de indicação. Assim, pode-se usar o efeito *lift-off* para medir espessuras de camadas de revestimento não condutor, tais como tintas, camadas anodizadas ou camadas de óxidos, colocadas sobre metais condutores.

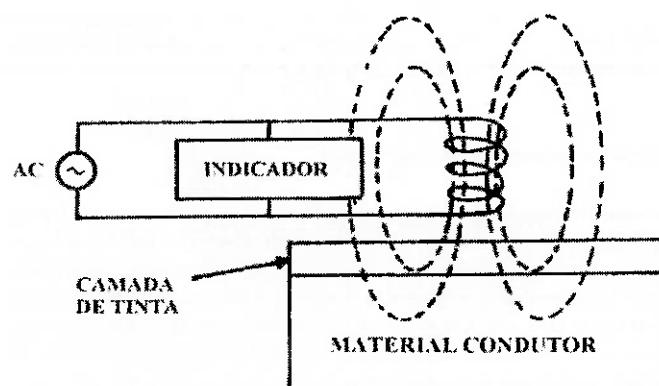


Figura 6.4 – Utilização do Efeito *Lift-Off* para Medir Espessura de Camada Não Condutora sobre Condutor [5]

6.5 - Tipos de Sondas para Ensaios por Correntes Parasitas

Os elementos sensores de qualquer modalidade de ensaio não destrutivo representam, juntamente com o aparelho correspondente, um papel fundamental na capacidade de detectar e avaliar com precisão descontinuidades existentes em diferentes tipos de materiais, geometria e dimensões de equipamentos, peças e componentes. No Ensaio por Correntes Parasitas, os elementos sensores são bobinas, as quais, em diferentes formas, arranjos e tamanhos, compõem diversos tipos de sondas, para diferentes aplicações. Além disso, o número de bobinas que compõem uma determinada sonda pode variar em função do aparelho utilizado, ao qual a sonda é acoplada. A classificação das sondas pode ser melhor visualizada na dissertação de Silveira [43] ou no livro de Soares [44].

Numa inspeção, quando se utiliza o campo magnético gerado fora da bobina, exatamente na região de um dos pólos magnéticos, diz-se que a sonda é superficial.

A sensibilidade de uma sonda superficial está diretamente ligada à área de sua bobina, que tem a forma normalmente de um círculo; maior área significa menor sensibilidade e vice-versa. Por outro lado, maior área da bobina, maior poder de penetração das correntes parasitas, para uma mesma condição de freqüência e material inspecionado.

A sonda superficial é indicada para inspecionar, em princípio, qualquer geometria de superfície: plana, côncava ou convexa. Pode ser apresentada com uma determinada área circular ou com uma área mínima, que lhe confere a denominação de sonda tipo “lápis” ou “caneta”.

Os tipos de sonda podem também ser classificadas quanto ao arranjo elétrico de suas bobinas:

i. Sonda com um só Enrolamento

Quando uma sonda, seja bobina envolvente, sonda superficial ou interna contém apenas um enrolamento ou bobina, o arranjo disponível é, necessariamente, um arranjo absoluto. Nesse caso, não há comparações e o sinal correspondente à detecção de alguma descontinuidade compõe-se de apenas um lóbulo.

ii. Sonda com Duas Bobinas, em Arranjo Diferencial

Quando uma sonda superficial, bobina envolvente ou sonda interna têm dois ou mais

enrolamentos, estes podem estar interligados na forma diferencial. Estando próximos um do outro e alinhados, os dois enrolamentos compararão duas áreas adjacentes de uma mesma amostra. Se, por construção, esses enrolamentos forem feitos bem estreitos ou a área das bobinas for muito pequena, a sonda terá alta sensibilidade, podendo detectar trincas de comprimento muito pequeno, pontos de corrosão (“*pitting*”), etc. Trata-se, portanto, de uma técnica para detectar descontinuidades localizadas, em que é feita uma comparação de uma região boa de uma amostra, com outra região adjacente, considerada “ruim”.

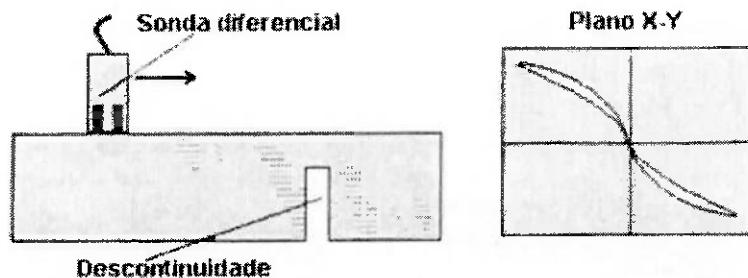


Figura 6.5 – Sonda Superficial em Arranjo Diferencial [5]

Como se pode observar, o sinal característico de uma sonda em arranjo diferencial apresenta-se sempre com dois lóbulos, seja para uma sonda superficial, sonda interna convencional ou bobina envolvente.

A técnica da Análise de Fase fundamenta e completa a teoria para a compreensão da aplicação da Técnica de Correntes Parasitas. Ver maiores detalhes em Pereira [5].

6.6 - Padrões de Referência

O Ensaio por Correntes Parasitas, assim como vários outros métodos de END, são qualitativos quanto ao estabelecimento dos critérios de aceitação e rejeição. A decisão de aceitar ou rejeitar uma peça, um produto, um feixe tubular é baseada em medidas comparativas com padrões de referência. Sem esses padrões, torna-se muito difícil calibrar um equipamento de ensaio para que forneça resultados consistentes. Se um equipamento de ensaio não é corretamente calibrado, então os resultados não têm qualquer significado.

Por outro lado, a condução de um ensaio, seja de correntes parasitas, ultra som ou outro método de END precisa ter uma determinada seqüência, ter confiabilidade, rastreabilidade; precisa seguir uma determinada norma. Portanto, normas e padrões de calibração ou de referência são fundamentais para se estabelecer os critérios de aceitação e

rejeição e para manter a confiabilidade dos sistemas. Os padrões de referência são necessários em Correntes Parasitas, até mesmo quando valores quantitativos são fornecidos, como nas medidas de condutividade elétrica e de espessuras.

O padrão de referência para medida de espessura de material não condutor assentado sobre uma base condutora de Zircaloy usado na dissertação de Pereira [5] está ilustrado na figura seguinte. Sua alta precisão permite avaliar a espessura de camada de tinta, por exemplo, com precisão de 1 / 1 metro, ou seja, 0,001 mm. Esta aplicação, como mencionado anteriormente, baseia-se no efeito lift-off e sua realização depende da existência de padrões de referência confiáveis.

Quando o ensaio por correntes parasitas é utilizado para fazer medidas dimensionais de amostras, todas as variáveis envolvidas no ensaio, com exceção das dimensões das peças, devem estar sob controle e constantes. Variáveis indesejáveis ao processo certamente influirão nos resultados e na precisão das medidas desejadas. Dessa maneira, o padrão de referência tem de ser semelhante às peças a serem ensaiadas quanto à condutividade elétrica, à permeabilidade magnética e à geometria.

Se é interesse medir variações de espessura, causadas pela oxidação, então o fator de enchimento ou o *lift-off* e a freqüência de operação têm de ser mantidos constantes. Um padrão de referência do tipo “degrau”, como na figura 6.6, normalmente é suficiente para a calibração do ensaio. As espessuras dos diâmetros devem ser compatíveis com as medidas que são esperadas de obter.

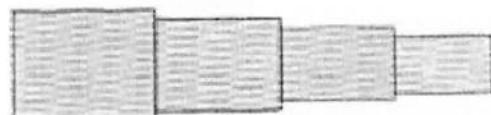


Figura 6.6 - Padrão de Referência para Medir Variações de Diâmetro de Tubos e Barras [5]

6.7 – Limitações do Ensaio em Tubos

Os equipamentos de inspeção e sondas têm características e limitações distintas. Há conjuntos para inspeção completa do tubo, habilitados para percorrer inclusive os tubos com o raio de curvatura menor do gerador de vapor. Outros modelos dispõem de cabeçotes duplos que inserem duas sondas simultaneamente colhendo dados de dois tubos ao mesmo tempo. Há ainda modelos de equipamento específicos, empregados apenas na inspeção de dadas regiões dos tubos, como a região da transição tubo e espelho de equipamentos térmicos.

A aplicabilidade da inspeção por correntes parasitas está limitada àqueles defeitos que representam uma barreira à circulação das correntes. Assim, no caso de inspeções de tubos, o emprego de sondas circulares, com bobinas com eixo longitudinal paralelo ao eixo do tubo, inviabiliza a detecção de defeitos circunferenciais, afirma Costa Júnior [45]. Para a efetiva detecção de defeitos circunferenciais é necessário recorrer a bobinas com eixo disposto perpendicular à parede do tubo. Sondas especiais denominadas rotativas "*pancake coil*" têm seu emprego específico em locais sujeitos a trincas circunferenciais ou onde as indicações oferecidas pelas sondas circulares não permitem uma precisa avaliação do defeito. As sondas rotativas representam por um lado uma maior precisão, mas, como devem ter movimento rotacional para que sua bobina faça a varredura circunferencial do tubo, são mais onerosas e representam uma velocidade de inspeção menor. A velocidade de arrasto da sonda circular é superior a cinco vezes à das sondas rotativas.

6.8 - Confiabilidade da Inspeção por Correntes Parasitas na Técnica Tradicional

A principal limitação das técnicas de inspeção por correntes parasitas está no fato de apenas defeitos que perturbam ou alteram o fluxo de correntes parasitas na peça podem ser detectados. Esta limitação, no entanto, é eliminada com o uso de sondas especiais [45].

Ocorrem perturbações no sinal devido a ruídos causados pela proximidade de placas suporte e principalmente do espelho. Estas perturbações são menos graves porque o material dos tubos de geradores de vapor é não ferromagnético. O sinal de materiais ferromagnéticos, caso do espelho e das placas suportes, é geralmente pequeno, causando dificuldades menores na interpretação do sinal. De qualquer forma, é necessário o emprego de peças de calibração que levam em conta, simulando, espelho e placas suportes.

Segundo Costa Júnior [45], depósitos sobre o espelho e aderências à superfície externa dos tubos trazem dificuldades à inspeção por correntes parasitas. A lama que se deposita sobre o espelho e as incrustações nos tubos contêm magnetita, que por ser ferromagnética e ter alta permeabilidade traz ruído ao sinal da inspeção. A espessura e composição da lama e as incrustações não podem ser previstas. Portanto não podem ser simuladas na calibração dos equipamentos de inspeção. A região de transição de expansão do tubo junto ao espelho representa dificuldades à inspeção devido à variação do diâmetro interno e da espessura do tubo. A inspeção de tubos está sujeita a fatores que podem mascarar os resultados encobrindo defeitos ou resultando em dimensões subestimadas. A precisão dos valores reportados depende do tipo de defeito e de sua localização e o mesmo autor diz que se pode esperar

grande precisão para defeitos que representem maiores perdas de volume de material, no caso de corrosão avançada. O ataque intergranular e a corrosão sob tensão apresentam menor probabilidade de correta detecção.

Por outro lado defeitos como corrosão uniforme é bem detectada e medida sua espessura com a aplicação do efeito *lift-off*, conforme o trabalho de Pereira [5].

A probabilidade de detecção de defeitos varia também em função de suas dimensões. Um defeito externo ao tubo pode ter sua profundidade avaliada dentro de no máximo uma precisão de $\pm 10\%$ da espessura de parede do tubo, já se o defeito for interno a precisão não ultrapassa $\pm 20\%$ da espessura do tubo, conforme Costa Júnior [45]. Ele ainda diz que, empregando técnicas específicas, é possível dimensionar a profundidade do defeito dentro de um erro de 10%.

Costa Júnior [45] afirma que todos os valores apresentados nos parágrafos anteriores foram obtidos em trabalhos que se basearam em levantamentos de desempenho de inspetores e equipamentos através de simulações de inspeções em tubos artificialmente deteriorados ou tubos deteriorados em serviço e retirados. Para que as incertezas de medida possam ser precisamente consideradas nas avaliações é necessário exigir a qualificação do pessoal e dos equipamentos de inspeção. Esta qualificação teria como objetivo quantificar quais são os erros de medida esperados no caso específico do pessoal e dos equipamentos que estarão realizando a inspeção.

Capítulo 7 – Aplicação da Técnica de Correntes Parasitas nas Varetas dos Elementos Combustíveis

7.1 – Introdução

Pereira [5] descreveu no seu trabalho em 2007 como foi o experimento laboratorial para a criação de corpos de prova oxidados de Zircaloy-4, cuja camada foi medida em microscópio, com o intuito de servirem de padrões para a definição de uma lei para a bobina superficial de medição de camada de óxido. O ZrO_2 cresce sobre o Zircaloy-4 nas condições do reator, e comporta-se como um dielétrico e, portanto, pode-se utilizar o método de correntes induzidas para a avaliação de espessuras deste tipo de óxido, realizando medidas de *lift-off*, ao medir a distância entre o sensor e o material condutor.

Investigou-se a linearidade do sistema, para o qual se preparou um dispositivo mecânico de fixação das bobinas e apoio dos corpos de prova, mediante o qual se observou que a tensão induzida no secundário é uma função linear da distância entre a sonda e o metal (*efeito lift-off*).

O trabalho propôs criar e nacionalizar uma ferramenta para inspecionar e medir a camada de óxido em tubos de revestimento de elementos combustíveis nucleares irradiados de reatores do tipo PWR. A ferramenta é constituída de um sistema informatizado que contém placas integradas para uso de bobinas eletromagnéticas baseadas no método de ensaio não-destrutivo chamado Correntes Parasitas.

Entretanto para o teste da bobina não poderia utilizar as varetas dos elementos que estavam em uso ou já estocadas nas piscinas de combustíveis usados das usinas nucleares, pois elas contêm os resíduos da fissão e do decaimento radioativo do urânia e não há no Brasil células quentes para manuseio destes elementos. Assim, para fins de concretização da proposta da dissertação, foi desenvolvido um procedimento experimental para criação em laboratório, da oxidação do ZrO_2 semelhante à encontrada in-situ. Para a medição da camada oxidada, a vareta podia estar vazia, e por isso, amostras de Zircaloy-4 certificadas e novas foram retiradas do almoxarifado da INB para a realização do experimento.

A proposta agora é aplicar este conhecimento nos elementos combustíveis da IPN, que possuem a mesma tecnologia de projeto, construção e inspeção, sendo que as diferenças geométricas (altura do EC, tamanho dos bocais e grades, etc.) não influem na aplicação das Correntes Parasitas.

7.2 – Princípios do Experimento

Conforme foi falado no capítulo que trata da corrosão, é bem conhecido que a adição de grandes quantidades de LiOH acelera severamente a corrosão de ligas de Zircaloy, tal como o Zircaloy-4. Entretanto, o mecanismo de corrosão destas ligas não é completamente entendido, mas diversos pesquisadores têm sugerido várias teorias e modelos durante os últimos 40 anos. Destes pesquisadores, Hillner e Chirigos [46] relataram que a corrosão era acelerada pelo aumento de vacâncias aniônicas causadas pela substituição de íons Li^+ pelos íons Zr^{4+} nas camadas oxidadas. Kim et al. [32] também afirmaram que uma significante aceleração da cinética da oxidação das ligas de Zircônio em hidróxidos de metais alcalinos, tais como NaOH, KOH, RbOH e CsOH estavam ausentes, exceto soluções aquosas de LiOH. Então, eles insistiram que a substituição de Li^+ com Zr^{4+} em camadas de óxido ocorriam facilmente durante a reação de corrosão por causa do tamanho similar dos íons Li^+ e Zr^{4+} .

A preparação de corpos de prova para tratamento na autoclave foi feita de acordo com o procedimento criado para este ensaio, baseado no artigo de Perrotti [47], tubos de revestimento de 300 mm são expostos dentro da autoclave, para ensaio de corrosão acelerada, em solução de LiOH a 350 °C e 170 bar, similares às condições de pressão e temperatura dos reatores do tipo PWR em operação.

Esta técnica permitiu obter amostras com espessuras de óxido mensuráveis e que posteriormente foram cortados corpos de prova de 50 mm, sendo 5 mm retirados e embutidos em resina (baquelite) e preparada para ensaio metalográfico para a medição direta da espessura do óxido por microscopia óptica, com um aumento máximo de 1650 vezes. Os 45 mm restantes são usados como padrões para calibrar a bobina do ensaio por correntes parasitas.

Maiores detalhes sobre o experimento de criação artificial de varetas de Zircaloy-4 oxidadas podem ser consultados em Pereira [5].

7.3 - Desenvolvimento da Bobina de Medição da Oxidação de Tubos de Revestimento

O desenvolvimento completo da bobina para uso submerso nas condições em que o elemento combustível se encontra (imerso na piscina de combustíveis usados da base de apoio do estaleiro ou no próprio reator) requer alterações de projeto para torná-la a prova de água. O meio em que ela foi projetada e testada (ar) possui propriedades físicas (permeabilidade magnética, condutividade) diferentes daquelas encontradas na água, mas como antes de

qualquer inspeção, há o balanceamento da impedância da bobina com a impedância do equipamento de inspeção. Isso permite a aplicação da bobina projetada para a condição seca, em bancada ou para o uso imerso nas condições reais, inclusive com água borada.

O material que envolve a bobina pode ser de teflon ou PVC, mas materiais vedantes devem mantê-la seca para uso imerso. O desenvolvimento final compreende o movimento automático da bobina por braços acionados por mecanismos pneumáticos, nas direções X, Y e Z que atingem os pontos nas varetas previamente selecionadas para a inspeção. Este desenvolvimento é muito complexo, pois envolve conceitos e projetos de engenharia de automação, estando fora do escopo deste trabalho.

Durante a pesquisa deste trabalho, descobriu-se que os EUA, a Coréia do Sul e a França possuem este sistema de medição de camada de óxido, porém é uma tecnologia fechada, na qual o Brasil deveria comprar e pagar royalties pelo uso dela. Por isso, o trabalho de Pereira [5] se propôs desenvolver a parte relativa à bobina, pois envolve os conceitos de engenharia de combustível nuclear e da técnica de ensaios de correntes parasitas para medição de camadas não condutoras.

O procedimento, conforme esclarece a Westinghouse [48], fornece instruções para medir com precisão a espessura de óxido de varetas combustíveis periféricas e isoladas, de elementos combustíveis. A operação ferramental não depende do tipo de elemento combustível e não será descrita em detalhes para cada tipo. Os tamanhos das várias peças dos mecanismos de movimentação das ferramentas, contudo, dependem do tipo de elemento combustível, portanto é imperativo que o tamanho da ferramenta combine com o tipo do elemento.

7.3.1 – Teoria Fundamental

A utilização deste método de ensaio para medir espessuras de camadas de material não condutor, depositado sobre um material condutor, está relacionada à variação da intensidade do campo magnético de uma bobina, energizada por uma corrente elétrica variável, quando esta é aproximada ou afastada do material condutor. Este efeito é conhecido com *lift-off*.

Quando a superfície da amostra em que se deseja medir a espessura é plana, a superfície de apoio da sonda, também conhecida como sonda superficial, deve ser plana. Ver na figura 7.1, em que uma chapa ou placa de uma determinada liga de Alumínio, está revestida com uma camada de material não condutor, tinta, por exemplo, de espessura variável.

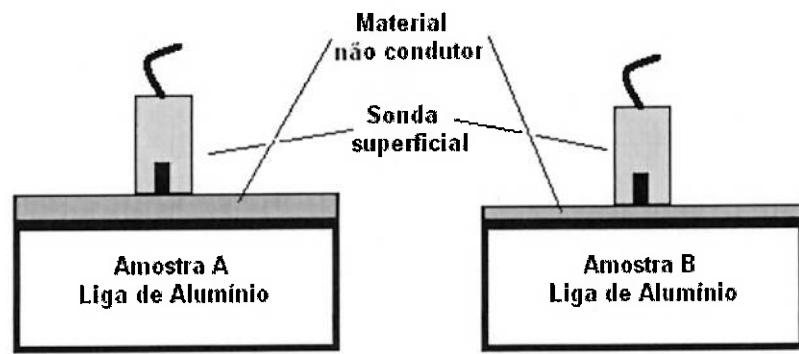


Figura 7.1 – Utilização de uma sonda superficial plana para medir espessura de camada de revestimento não condutor, depositada sobre a superfície de uma chapa ou placa [5]

Quando a superfície da amostra é curva, como a de um tubo, por exemplo, a sonda superficial deve ter seu lado de apoio com uma geometria que se adapte à curvatura do tubo ou uma geometria quase pontual, semelhante à ponta de um lápis ou caneta. Neste caso, a sonda é conhecida como sonda superficial tipo “caneta”. Na medição de espessuras de camadas de óxido, depositadas sobre tubos ou varetas de elementos combustível de reatores nucleares, por questões de praticidade dessas medições, opta-se pela utilização de sondas superficiais do tipo “caneta”. A natureza da medição que se deseja fazer exige a utilização de sonda em arranjo absoluto. Neste trabalho utilizou-se um equipamento de correntes parasitas que opera com o sistema de ponte de impedâncias e dentro deste sistema, é necessário, para o bom funcionamento do equipamento que se tenha, pelo menos, duas bobinas, interligadas entre si em arranjo diferencial, como é mostrado na figura 7.2.

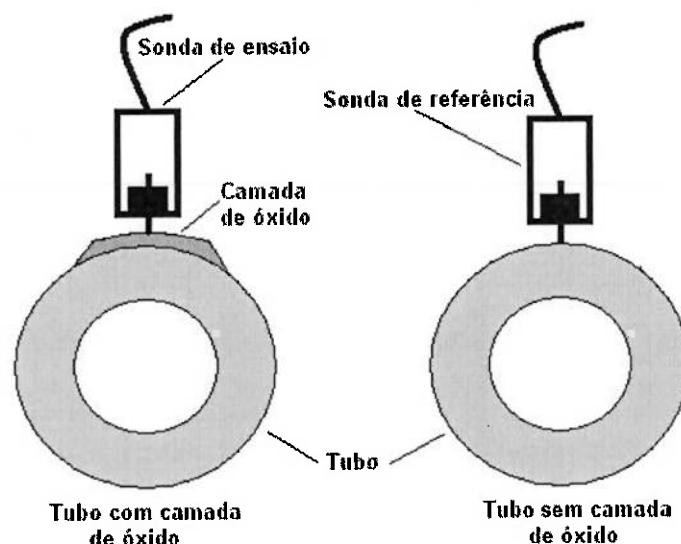


Figura 7.2 – Desenho mostrando a utilização de sondas superficiais do tipo “Caneta”, interligadas entre si no modo diferencial, para medir espessura de camada de óxido [5]

7.3.2 - Sondas Superficiais Utilizadas na Medição

Para o trabalho de medição de espessura de camadas de óxido, realizado em bancada, foram desenvolvidas duas sondas superficiais do tipo “caneta”, iguais em suas dimensões e impedâncias. No centro de cada bobina existe um núcleo de material ferromagnético, uma haste cilíndrica, com diâmetro de 2,5 mm, obtida de um arame de solda. O núcleo ferromagnético, inserido no eixo da bobina, concentra todo o campo magnético gerado no interior da bobina ao longo dele e amplificar, consideravelmente a intensidade desse campo, possibilitando a bobina ser montada num carretel de pequenas dimensões, com poucas espiras. A indutância medida em cada sonda é de $15,9 \mu\text{H}$, o que leva a uma freqüência fundamental de 500 kHz. Quando acoplada ao equipamento modelo MAD 8D, é possível operar na faixa de freqüência de 150 kHz a 1100 kHz.

Nas fotografias das figuras 7.3, 7.4 e 7.5, aparecem sempre duas sondas. Pode-se observar no interior de uma delas, a de referência, a inserção de um pequeno tubo metálico, feito de Zircaloy, sem qualquer oxidação e com diâmetro externo e espessura iguais aos das amostras que contêm camadas de óxido. A inserção desse pequeno tubo no interior da sonda é feita de modo que o núcleo da bobina toca permanentemente sua superfície externa. A outra sonda, a de ensaio, foi montada sobre uma base especialmente projetada para receber as amostras de tubos de Zircaloy que contêm camadas de óxido, com diferentes espessuras. A amostra, quando é colocada sobre esta base, fica numa posição semelhante à do pequeno tubo, na sonda de referência. Isto pode ser constatado nas fotografias das figuras 7.4 e 7.5.

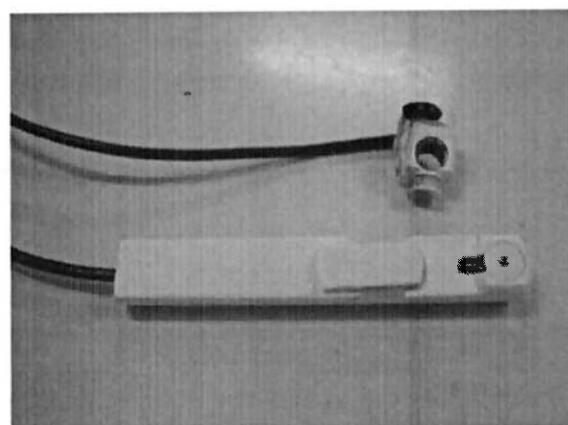


Figura 7.3 – Fotografia das duas sondas tipo “Caneta”, em arranjo diferencial entre si. Na parte superior está a sonda de referência e na parte inferior a sonda de ensaio [5]

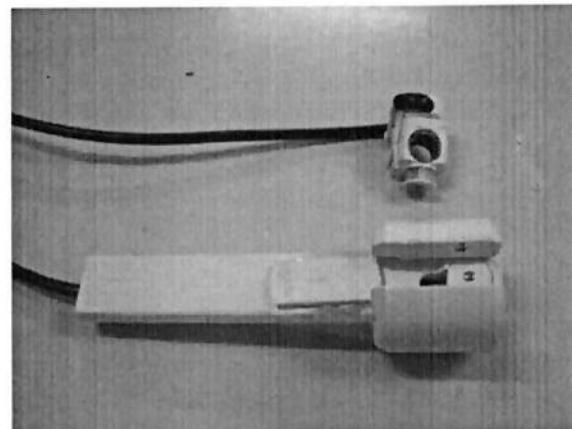


Figura 7.4 – Fotografia similar à anterior. A sonda de ensaio está agora com um dispositivo que prende a amostra junto à haste da sonda tipo caneta [5]

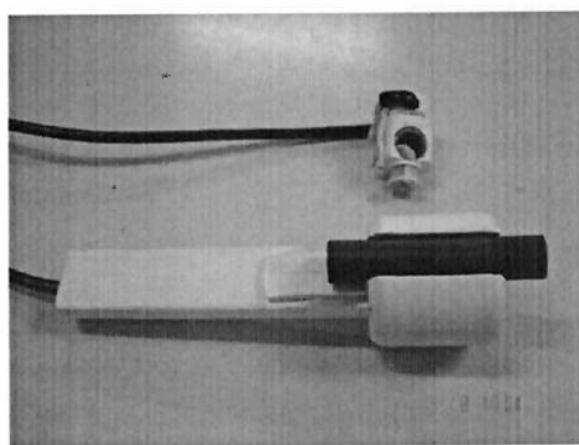


Figura 7.5 – Fotografia da amostra oxidada, posicionada na sonda de ensaio [5]

As duas sondas são interligadas entre si em arranjo diferencial, através de um conector de quatro pinos, que é acoplado ao equipamento de ensaio. No circuito eletrônico do aparelho de ensaio, as sondas são conectadas a uma ponte de impedância, semelhante a uma ponte de *Wheatstone*, sendo, cada uma delas, um braço dessa ponte. Ver desenho da figura 7.6. Uma vez acopladas à ponte, esta pode ser equilibrada eletricamente (balanceamento) através de ajustes nas impedâncias Z3 e Z4, pois estas são resistores variáveis. Antes de promover os ajustes de Z3 e Z4, para se obter o balanceamento da ponte de impedâncias, posiciona-se na sonda de ensaio uma amostra (tubo de Zircaloy), sem qualquer camada de óxido.

Depois de promover o balanceamento da ponte, a tensão elétrica residual que aparece nos terminais A e B é zero ou próxima de zero. Isto significa para o sistema aparelho de ensaio e sondas, que o meio que envolve a sonda 1 (de referência) é igual ao meio que envolve a sonda 2 (de ensaio). Assim, se a amostra de tubos de Zircaloy, sem camada de

óxido, é substituída por uma outra contendo camada de óxido de determinada espessura, a ponte é desbalanceada e a tensão elétrica existente nos terminais A e B deixa de ser nula, assumindo um determinado valor que dependerá da espessura da camada de óxido da amostra colocada na sonda de ensaio. Pode-se, então associar as alterações de tensão elétrica existente na ponte de impedância com as espessuras das camadas de óxido existentes nas diferentes amostras deste trabalho.

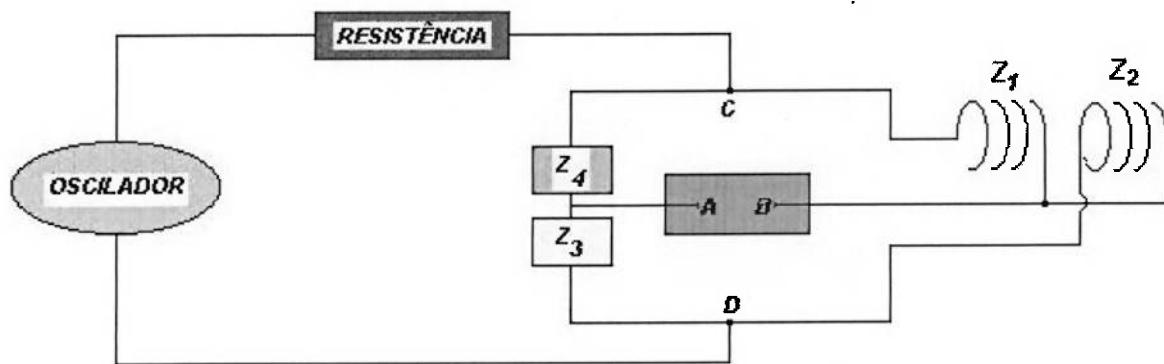


Figura 7.6 – Ponte de Impedâncias existente na maioria dos equipamentos de Correntes Parasitas atuais. Z1 e Z2 são as impedâncias correspondentes às bobinas das sondas de ensaio e de referência [5]

7.3.3 - Descrição do Equipamento Utilizado

O equipamento utilizado no trabalho de Pereira [5] era microprocessado, de até 4 (quatro) canais de freqüência, cada um deles com a freqüência variando de 55 Hz até 4 MHz, controle de ganho, controle de fase, sensibilidade, filtro de freqüência para supressão de ruídos de baixas freqüências. Permitia fazer análise, baseada em medidas de amplitude e fase dos sinais de indicações detectadas e gravações ou reproduções dos parâmetros de ensaio e de todos os sinais de indicações. O fabricante é a *Eddy Current Technology, Inc.* (ECT) e o modelo é o MAD 8D. O equipamento era de propriedade de uma grande empresa mineira que fornece serviços de END no mercado nacional e as sondas utilizadas neste trabalho foram desenvolvidas por ela, que é uma das pioneiras no Brasil na técnica de correntes parasitas.

O MAD 8D, foto da figura 7.7, opera com o sistema de ponte de impedâncias, onde dois de seus braços são as bobinas de uma ou mais sondas.

Outros fornecedores têm disponíveis no mercado equipamentos e softwares mais modernos, mas que utilizam os mesmos princípios do modelo MAD 8D.

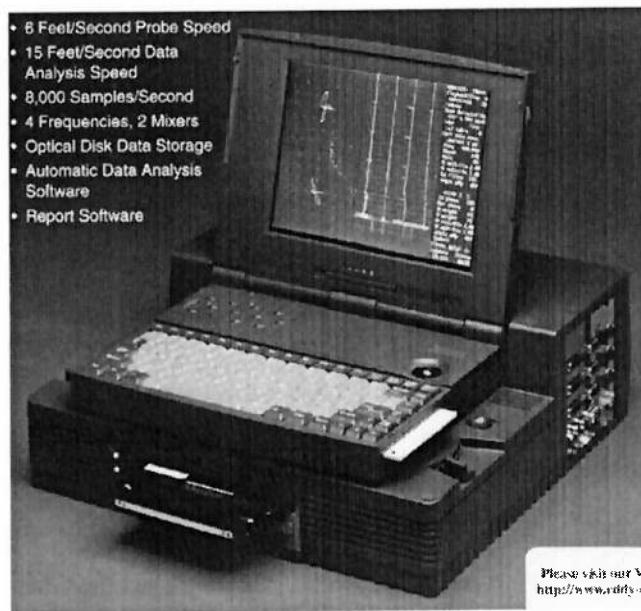


Figura 7.7 – Fotografia de um Equipamento da ECT, Modelo MAD 8D [5]

7.4 - Resultados Obtidos

Um total de 8 (oito) amostras de tubos de Zircaloy, contendo camada de óxido “incrustada” à superfície externas das mesmas, com diferentes espessuras, foram registradas em 2007 no trabalho de Pereira [5], de acordo com a tabela 7.1:

Tabela 7.1 – Espessura das Amostras

Nºamostra	Nº de horas de oxidação	Espessura da camada de óxido
8	110	10,2 µm
11	170	17,8 µm
6	266	30,6 µm
10	362	40,8 µm
3	434	47,6 µm
1	530	54,4 µm
2	626	66,3 µm
5	722	71,4 µm

Existe uma variação de espessura para cada uma das amostras apresentadas acima, dependentes da posição ao longo da superfície das amostras em que a medida foi feita. Obviamente, esta variação, que não está registrada neste trabalho, produzirá uma variação correspondente nas medidas obtidas por correntes parasitas.

Já foi comentada que mesmo classificando a corrosão como uniforme, a bobina tem uma sensibilidade elevada a qualquer alteração superficial das amostras e, portanto, isso deve ser levado em consideração no projeto da ferramenta.

Em cada amostra posicionada, o sistema de ensaio, foi devidamente balanceado, tendo-se, na sonda de ensaio um tubo de Zircaloy, sem qualquer camada de óxido. De acordo com os ajustes dos parâmetros de ensaio feitos na calibração, foi obtida uma tela de sinal correspondente ao desbalanceamento da ponte de impedância que a amostra provocou. As medidas obtidas são uma grandeza vetorial. A origem do vetor é o tubo sem camada oxidada e o fim dele seria o efeito *lift-off* máximo, dado pela espessura da camada oxidada. Na tabela 7.2 são apresentadas as medidas dessas grandezas, em termos de amplitude e ângulo de fase, associadas a cada espessura de camada de óxido.

Ao juntar todos os pontos onde o efeito *lift-off* foi máximo, obtém-se os a curva de *lift-off*. Veja-a na figura seguinte:

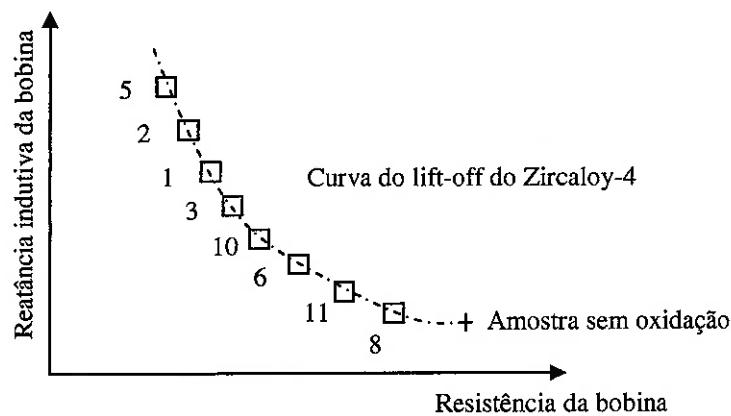


Figura 7.8 – Curva do Lift-Off das Amostras Feitas em Laboratório [5]

Tabela 7.2 – Grandezas Associadas a Espessuras de Óxido Medidas

Nº da medida	Amostra Nº	Espessura da camada de óxido	Amplitude (Volts)	Ângulo de fase (graus)
1	8	10,2 µm	1,53	18°
2	11	17,8 µm	1,96	18°
3	6	30,6 µm	2,09	26°
4	10	40,8 µm	3,03	40°
5	3	47,6 µm	3,62	33°
6	1	54,4 µm	3,82	35°
7	2	66,3 µm	4,85	34°
8	5	71,4 µm	5,13	45°

Camada oxidada X Amplitude do sinal

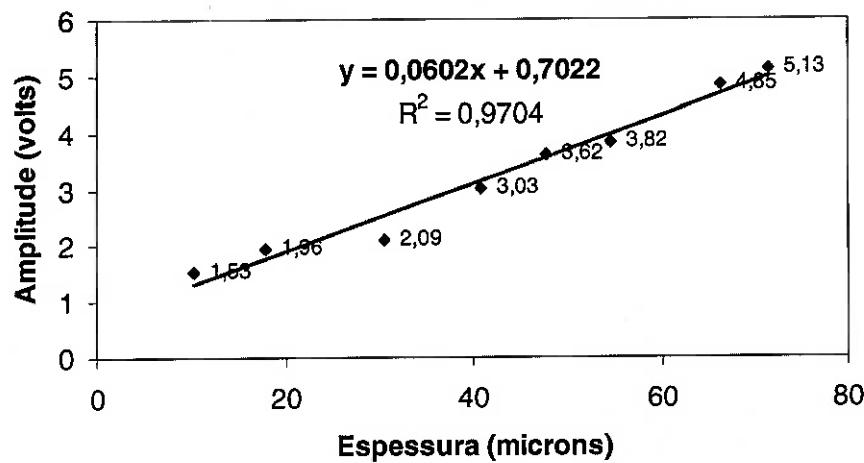


Figura 7.9 – Relação da Camada Oxidada Medida e a Amplitude do Sinal no MAD 8D [5]

Esta relação linear ($y = 0,0602x + 0,7022$), que num tubo novo, não possui qualquer camada oxidada e que pode ser extrapolada até 100 microns (limite de projeto para EC das usinas nucleares de acordo com o PAD [33]), permite que todas as camadas reais de varetas oxidadas sejam medidas nesta nova faixa [0..100 microns], dando os seguintes sinais:

Espessura (microns)	Amplitude (volts)
0	0,7022
100	6,7222

O novo gráfico considerando estes dois valores de espessura limites fica de acordo com a figura 7.10.

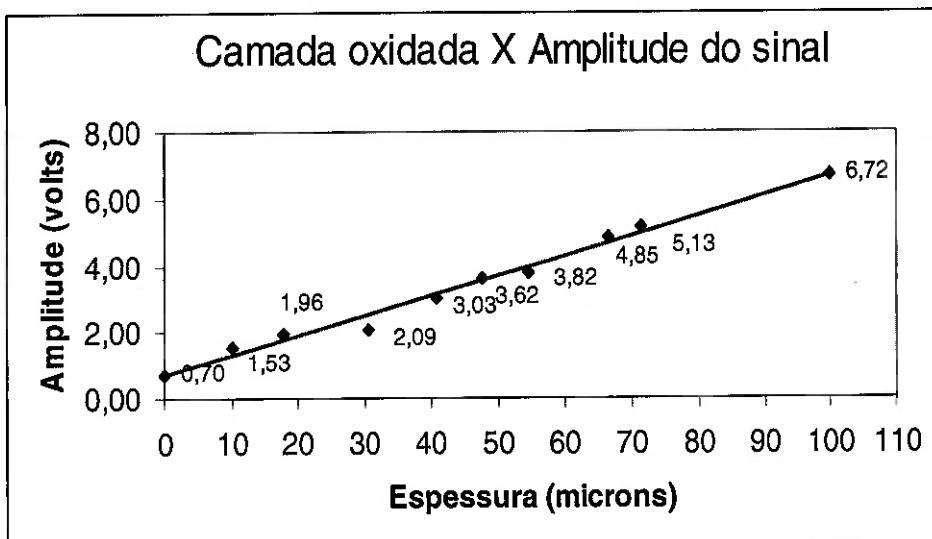


Figura 7.10 – Visualização da Amplitude do Sinal com os Valores de Espessura Limites [5]

7.5 - Estado da Arte do Equipamento Mundial

De acordo com a funcionalidade que se necessita para uma correta medição da camada de óxido de varetas, descreve-se a seguir as definições, a descrição e uma lista de equipamentos mínima para assegurar a operação de um equipamento que venha ser desenvolvido no Brasil, baseado no modelo americano [48], para EC de usinas PWR. Para o caso dos submarinos, sabemos que o investimento na customização é muito elevado, mas o conhecimento de automação e controle por parte dos engenheiros brasileiros torna o projeto exequível tecnicamente ou pode-se optar pela importação, caso haja fornecedor para o produto. Esta afirmação é difícil de confirmar, devido à baixa transferência de tecnologias que existe entre equipamentos militares e de apoio, sendo itens referentes à tecnologia nuclear mais complexo ainda para aquisição.

7.5.1 – Definições dos Componentes

Cabe aqui citar os componentes que compõem a estação de medição de óxidos, de acordo com a figura 7.11:

- Sistema de medição de espessura do óxido em vareta combustível - Um sistema de exame que mede com precisão e registra a espessura do óxido de uma vareta combustível em qualquer localização vertical na vareta combustível ou na grade de um elemento combustível.
- FRHT - ferramenta de manuseio de vareta combustível.
- Ferramenta XYZ - Um sistema de posicionamento mecânico para posicionar com precisão a sonda de medição do óxido sobre a vareta combustível ou a grade.
- Acessório SRO - Acessório individual de óxido da vareta para guiar a vareta combustível.

7.5.2 - Descrição Geral

O sistema de medição da espessura do óxido em vareta combustível consiste de sete componentes básicos: ferramenta XYZ (e seu controlador de movimento), ferramenta de manuseio de vareta combustível FRHT (e seu controlador de movimento), grampo da grade, acessório SRO, câmera ROS, sistema de obtenção de dados de computador e MIZ-23 (equipamento de correntes parasitas usado nos EUA [48]).

Capítulo 8 - Conclusão e Sugestões para Trabalhos Futuros

A energia nuclear vem sendo largamente utilizada no mundo inteiro para geração de eletricidade. No caso da indústria naval militar, a propulsão nuclear encontrou uma grande aceitação, por tornar as plataformas militares praticamente independentes, podendo se deslocar por grandes distâncias a altas velocidades sem necessidade de reabastecimento. Por estas vantagens, a propulsão nuclear tornou-se extremamente atrativa para submarinos, sendo que atualmente se encontram em operação aproximadamente 170 unidades.

O desenvolvimento de uma instalação propulsora nuclear requer o conhecimento mais profundo da engenharia nuclear e naval aplicada, pois há de se considerar aspectos específicos de um veículo oceânico com uma planta nuclear a bordo. A segurança é o item mais importante no projeto de uma embarcação com propulsão nuclear e por isso a confiabilidade operacional dos equipamentos e dos sistemas deve ser analisada em todas as etapas de desenvolvimento.

Conforme foi previsto na proposta do trabalho, uma bobina foi projetada para a medição da camada oxidada nas varetas de elementos combustíveis de usinas nucleares, através do efeito *lift-off*, e propôs-se a aplicação nos combustíveis dos submarinos, que faz parte da segunda barreira de proteção da instalação contra o vazamento de radionuclídeos. É um trabalho complementar ao de pesquisa teórica e experimental desenvolvido por Pereira [5] em 2007, pois adapta uma ferramenta desenvolvida originalmente para ser usada em elementos combustíveis de usinas nucleares para instalações propulsoras de submarinos, com a confecção de protótipo e amostras em laboratório que visa criar um aplicativo industrial de baixo custo e elevado retorno para a garantia da integridade de um componente de uma instalação propulsora do tipo nuclear. O mecanismo de acionamento automático não foi feito, pois engloba outros conceitos, que fogem do escopo deste trabalho.

Esta monografia possibilitou revisar o estado da arte em diversos assuntos, devido aos conhecimentos polivalentes que são apresentados, como por exemplo, conhecimentos de reatores nucleares e seus combustíveis, teoria e aplicações industriais de correntes parasitas, mecanismos de oxidação e corrosão em ligas especiais, tópicos especiais em engenharia de manutenção e uma proposta de política de manutenção, descomissionamento de submarinos e tratamento de seus rejeitos radioativos.

A aplicação prática e os conhecimentos teóricos abordados neste trabalho procura contribuir com o desenvolvimento tecnológico e a soberania da indústria nuclear no Brasil.

Com o projeto, desenvolvimento e construção da bobina de medição do óxido e uso de técnicas consolidadas e validadas de inspeção, como as Correntes Parasitas e o Ultra-Som nos elementos combustíveis, diminui-se o risco de falhas destes componentes e previne-se ao máximo a exposição da tripulação e o público em geral à radiação ionizante, além de minimizar os impactos ambientais decorrentes de vazamento para o exterior das barreiras de proteção. O risco potencial dos reatores nucleares decorre principalmente da possibilidade de dispersão dos materiais radioativos para fora dos locais previstos. As possíveis causas desta dispersão devem então ser objeto da Análise de Segurança. Uma das formas de contribuir para esta análise é através do projeto de sistemas de reatores que sejam tão seguros quanto possível de forma prática e razoável e que possam acomodar distúrbios operacionais sem danos sérios à planta ou ameaça à segurança pública e inclusão de barreiras múltiplas contra o escapamento de radioatividade.

Pode-se melhorar o foco da Manutenção Centrada em Confiabilidade, implementando na gestão da manutenção os conceitos de Confiabilidade Estrutural aplicados a sistemas, a Inspeção Baseada em Risco e a Análise de Vida Residual.

Aconselha-se ao PROSUB aproveitar o conhecimento tácito que ainda está na ativa, formado pelo corpo técnico de empregados das Indústrias Nucleares do Brasil (INB), Eletronuclear, Nuclep e os diversos institutos de pesquisa, que “nasceram” junto com os primórdios da idéia nacionalista do Brasil, por intermédio da Marinha do Brasil, de desenvolver o próprio submarino de propulsão nuclear. Ressalta-se que a INB já desenvolveu um projeto de elementos combustíveis para uso no núcleo do reator PWR do tão sonhado submarino. É válido informar que essas empresas possuem equipamentos, técnicas e instalações físicas que podem ajudar desde a etapa de projeto até a fabricação e manutenção dos componentes nucleares.

Os elementos combustíveis podem ser revestidos de varetas de Zircaloy-4, já utilizadas nos reatores de Angra dos Reis, que teriam o custo da importação dos tubos diminuídos ao unir as compras em grandes lotes junto com a INB, única fornecedora dos combustíveis a Eletronuclear. O diferencial de utilização desta liga está relacionado à sua baixa seção de choque para absorção de nêutrons, a um elevado ponto de fusão e a boa resistência mecânica e a corrosão.

Outras sugestões de trabalhos futuros são relacionadas à nacionalização dos sobressalentes focando a análise de necessidades, desenvolvimento de fornecedores, testes, acompanhamento e comissionamento, estudos de compatibilidade e substituição de componentes importados através da conhecida relação “custos X benefícios” e implementação

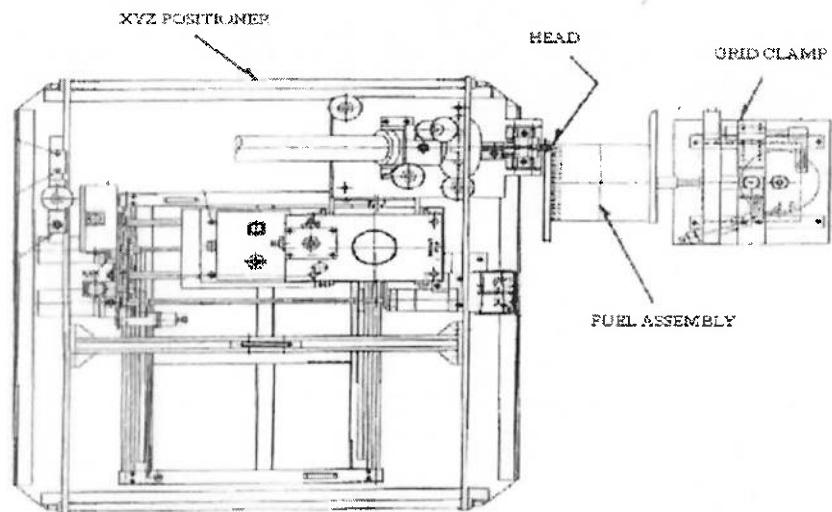


Figura 7.11 – Vista superior do mecanismo de medição de óxido dos EUA [5]

O objetivo do sistema de medição de espessura de óxido em vareta combustível é posicionar uma sonda de correntes parasitas (sonda tipo lápis) de encontro a uma vareta combustível irradiada (ou grade) de um elemento combustível e medir a espessura de filme de corrosão ZrO_2 (óxido). É um requisito básico possuir alto grau de precisão no posicionamento mecânico da sonda sobre a vareta combustível (ou grade), enquanto estão sendo tomadas as medidas, para minimizar os erros de medição resultantes do acoplamento de variações entre a sonda e a vareta combustível (ou grade). O sistema de controle de movimento XYZ e o FRHT fornecem esse sistema de posicionamento mecânico.

A ferramenta XYZ é colocada sobre o topo das prateleiras de combustível usado, na piscina de combustível usado. Para medição da camada de óxido na vareta combustível, o elemento combustível tem que ser inserido numa célula da prateleira de armazenagem adjacente à placa de base XYZ para inspeção. O elemento combustível é retido na posição usando-se um dispositivo de grampo de grade. Esse dispositivo é posicionado numa célula da prateleira de armazenagem aberta adjacente à célula de inspeção. Um cilindro pneumático então aplica força na grade do elemento combustível para estabilizar o conjunto. Para medição de óxido em vareta combustível isolada, o acessório SRO é inserido numa célula de prateleira de armazenagem adjacente à placa de base XYZ para inspeção.

A ferramenta XYZ consiste de um conjunto de carroto que fornece capacidade de posicionar a sonda de óxido na direção "X", "Y" e "Z". O movimento do eixo X é definido como movimento lateral (esquerda/direita) através da face do elemento combustível (vareta). O movimento do eixo Y é definido como um movimento entra-e-sai da sonda de óxido em

relação ao elemento combustível. O eixo Z fornece a capacidade de movimento vertical ao longo da vareta combustível.

O movimento XYZ do conjunto de deslocamento é executado por parafuso esférico e arranjo de porcas comandados por um sistema servomotor sem escovas em circuito fechado, com informação de posicionamento. A capacidade de deslocamento total do eixo X, Y e Z é 17, 9 e 24 polegadas, respectivamente. Uma câmera de TV, montada no acionador vertical, é controlada remotamente para permitir capacidade panorâmica e horizontal/vertical.

Para medição de espessura de óxido em vareta isolada ou periférica, a bobina é guiada sobre a vareta combustível por dois cilindros tipo V. A bobina é montada num dispositivo com quatro graus de liberdade (condutor da bobina). O dispositivo fornece +0,75 pol de complacência lateral e + 10 graus de complacência de rotação em ambos os planos X e Y. Esse condutor é montado na mesa do eixo Z, para compensar a vareta combustível de arquear e entortar.

Para medição de espessura de óxido na grade, a sonda de óxido é guiada sobre a grade por dois cilindros. A sonda de óxido é montada (modo idêntico) sobre um transportador de sonda diferente, para medição de vareta combustível individual ou periférica.

O sinal eletrônico da sonda de medição do óxido é processado pelo Zetec MIZ-23. Um sinal de saída analógico (do MIZ-23), correspondente à espessura do óxido então é conectado a um computador para obtenção dos dados.

O sistema de medição de espessura do óxido fornece os meios para deslocar uma única vareta combustível através do acessório SRO. Essa ferramenta casa com um acessório de alinhamento acima do acessório SRO, que garante que a vareta entre no acessório aproximadamente do mesmo jeito cada vez que a vareta é escaneada. A posição da vareta combustível ao longo da sonda de óxido também é dada pelo FRHT.

O sistema da câmera SRO fornece monitoramento visual do movimento do elemento combustível, quando é usado o grampo da grade (medição de óxido da grade e periférico). Ele também é usado para monitorar a inserção da vareta combustível e o movimento no acessório SRO durante a medição do SRO.

O sistema de obtenção de dados do computador fornece acumulação de dados de calibração e de espessura de óxido. Os dados de espessura de óxido estão armazenados num arquivo no disco rígido do computador.

A operação do sistema requer o uso de ar comprimido (também pode ser usado cilindro de nitrogênio). O ar comprimido é necessário para manter a pressão sobre os motores subaquáticos lacrados e para operar o acessório do grampo da grade.

7.5.3 - Lista de Equipamentos

A lista de equipamentos citada abaixo é a recomendada e utilizada pelos americanos. Não quer dizer que a Marinha do Brasil precisa adquirir todos os equipamentos, mas é uma sugestão para as instalações que vierem a ser desenvolvidas, construídas ou montadas no país. A lista é composta de:

- Ferramenta XYZ e console de controle.
- Zetec MIZ-23 (ou outros modelos) e sonda de medição do óxido. Devem possuir o certificado de calibração atual.
- Referência de calibração de óxido. Dependendo do tipo de elemento combustível e medida tomada, usar a referência apropriada de óxido.
- FRHT (ferramenta de manuseio de vareta combustível) e controlador de movimentação. Somente para óxido de vareta individual.
- Sistema de obtenção de dados de computador com a última versão do software.
- Controlador XYZ com a última versão de software.
- Conjunto de grampos da grade e painel pneumático.
- Console de vídeo de inspeção de combustível, sistema de câmera de TV incluindo luzes e controlador panorâmico e horizontal/vertical.
- Acessório SRO usado para medição de óxido de vareta individual.
- Um guincho de no mínimo 500 libras para instalação do equipamento sobre as prateleiras do combustível gasto.

7.6 – Proposta de Equipamento a ser usado no Futuro Submarino Nuclear

Para a medição da camada de óxido, deverá ser usado um dispositivo semelhante e talvez mais simplificado que ao apresentado no item anterior, a ser instalado próximo da área de contenção onde forem armazenados temporariamente os elementos combustíveis que estiverem sendo removidos do reator, ao lado do local de inspeção de vazamentos, dentro da piscina de combustível usado (PCU). Esse local deverá ser na “Ilha Nuclear” onde o submarino atraca para reparo. Procedimentos específicos devem ser feitos por pessoas qualificadas no ensaio por Correntes Parasitas e com pleno conhecimento de falhas em elementos combustíveis.

Uma unidade de reparo similar ao FARU usado no item 3.6 para a inspeção da superfície das varetas por Correntes Parasitas dos reatores de Angra deverá ser desenvolvida

na “Ilha Nuclear” para os SNA, juntamente ao dispositivo de medição de óxido externa ao submarino, numa PCU, próximo ao local de inspeção de visual e verificação de vazamentos (*Sipping Test*), como ilustra a figura 7.12.

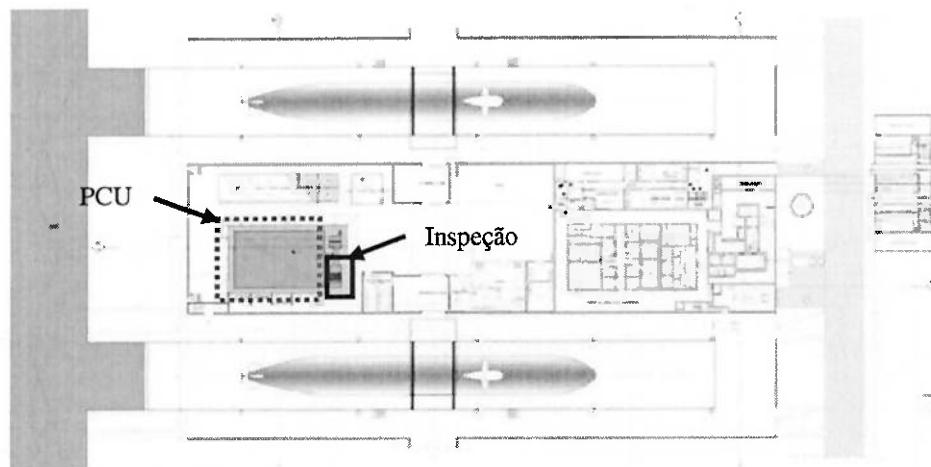


Figura 7.12 – Local de Inspeção e Armazenamento dos Combustíveis Nucleares na Ilha Nuclear [50]

Bukharin e Handler [49] descrevem no seu artigo que a Rússia desenvolveu no início do seu programa nuclear uma tecnologia de recarga de combustíveis usando um navio de serviço próximo aos submarinos flutuando, amarrados num dique. Atualmente todas as cargas e recargas são feitas desta maneira. Do navio de serviço, o combustível usado é transferido para uma unidade de armazenamento em terra, que posteriormente pode ser reprocessado na mesma unidade ou transferido para outro local. Com certeza o Brasil não precisa deste navio, pois já existe um grande trabalho à frente para ser desenvolvido, que é a construção da base, do estaleiro e do próprio submarino nuclear, além dos outros convencionais.

de uma nova política de manutenção para os submarinos, nos moldes do PROGEM, com a inserção de conceitos modernos e mundialmente conhecidos e aplicados da manutenção.

Referências bibliográficas

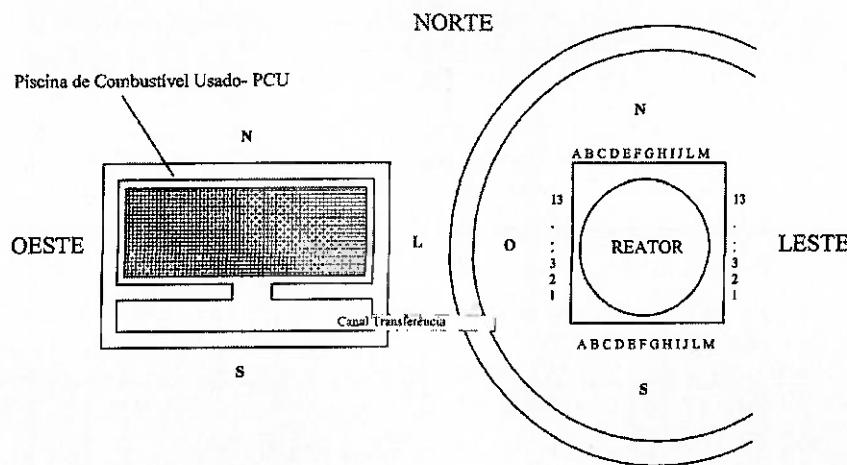
- [1] - Quadros, Pedro Vieira, “Contribuição à Otimização do Aproveitamento da Energia Nuclear no Brasil”, Monografia, Escola Superior de Guerra, Rio de Janeiro, 2004.
- [2] - Silva, Luiz Pinheiro Othon da; Guimarães, Leonam dos Santos; “Atenção ao uso da retórica anti-nuclear”, Revista Pesquisa Naval, Brasília, n. 20, p. 100-101.
- [3] - Santos, Anilton de Jesus; “Considerações no Projeto de Embarcações com Propulsão Nuclear”; Dissertação de Mestrado, Escola Politécnica da USP, São Paulo, 1993.
- [4] - Neto, Julio Soares de Moura; Almirante de Esquadra, Comandante da Marinha, Artigo publicado em “Marinha em Revista”, ano 01, número 01, março de 2010.
- [5] - Pereira, Paulo Apicelo de Souza Pereira; “Estudo Preliminar da Aplicação da Técnica de Correntes Parasitas visando a Inspeção Submersa de Elementos Combustíveis”, Dissertação de Mestrado, Programa de Engenharia Oceânica, COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, março de 2007.
- [6] - Alencar, Donizete; Ferraz, Wilmar B.; “O ensaio de correntes parasitas utilizado no controle de qualidade de fabricação de combustíveis nucleares”, *XXIV Congresso Nacional de Ensaios Não Destrutivos e Inspeção*, CONAEND 016, São Paulo, junho de 2006.
- [7] - Jiménez, José Manuel, “Aplicaciones de corrientes inducidas en la fabricacion de barras combustibles”, 27^a Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Espanola, Valênciia, Espanha, Outubro 2001.
- [8] - Araújo, Mauro, Borges, Adélio, “Novas aplicações de Eddy Current na inspeção de equipamentos”, In: *XXIV Congresso Nacional de Ensaios Não Destrutivos e Inspeção*, CONAEND 001, São Paulo, junho de 2006.
- [9] - Ortega, Juan, “Técnicas de inspección específicas para problemática de lás penetraciones de la tapa de lás vasijas de reactores PWR”, Artigo técnico da Tecnatom S.A. , Madri, Espanha, 1993.
- [10] - Afonso, E. M. S., Cobucci, J. C. S., Carneval, R. O., Monitoração da vida remanescente de tubos de trocadores de calor por correntes parasitas ABENDE, São Paulo, 1988.
- [11] - Ferraz, Donizetti, “Utilização de correntes parasitas na inspeção de elementos combustíveis nucleares do tipo placa”, em: XXIV Congresso Nacional de Ensaios Não Destrutivos e Inspeção, CONAEND 014, São Paulo, junho de 2006.
- [12] - Relatório de trabalho Siemens B13/89, “Inspeção de elementos combustíveis queimados”, Hanal, Alemanha, 1981.

- [13] – Azevedo, P.J. D., Vieira, A. L. P. S., Soares, Adolpho, Procedimento de detecção de pastilhas de urânio contendo óxido de gadolíneo pelo método das correntes parasitas, INB, Resende-RJ, 2004.
- [14] – Tauhata, L.; Salati, I.P.A.; Prinzio, R. Di; Radioproteção e Dosimetria: Fundamentos – Quarta versão, Instituto de Radioproteção e Dosimetria/CNEN, Rio de Janeiro, junho de 2003.
- [15] – Murray, Raymond L.; Nuclear Energy - An introduction to the concepts, systems and applications of nuclear process; Fifth edition, Editora Butter Worth-Hunemann, 2001.
- [16] - Böhm, Werner; Holzer, Rolf. Reatores a Água Pressurizada para Centrais Nucleares, Tradução Informal do Original Alemão “Druckwasserreaktoren für Kernkraftwerke” feita pela Nuclebrás, KWU, Erlangen, Alemanha, 1974.
- [17] - Martins, Jader Benuzzi; “A história do átomo - de Demócrito aos quarks”, Editora Ciência Moderna, Rio de Janeiro, 2001.
- [18] – Dulce, Adão; Valim, Gilberto, Manual do Elemento Combustível, INB, Resende-RJ, 2005.
- [19] – Glasstone, S., Sesonke, A. Nuclear Reactor Engineering, D. Van Nostrand Company Inc. 1967.
- [20] – Paiva, José Roberto Tavares de. Propriedades Mecânicas das Ligas Zircaloy-4, COPPE/NUCLEBRÁS – Projeto Urânio, Rio de Janeiro, novembro de 1975.
- [21] – Carrilho, Léo Alves. Modelamento do elemento combustível nuclear em operação normal pelo método de elementos finitos, M.Sc., UFF, Volta Redonda-RJ, 2000.
- [22] – Perrota, José Augusto, Curso de capacitação para inspeção visual de combustíveis PWR irradiados, IPEN, São Paulo, 2002.
- [23] – EMA-320 – Normas para Logística de Material, Estado Maior da Armada, 2^a revisão, Marinha do Brasil, 2002.
- [24] – Almeida, M. T., “Manutenção Preditiva: Benefícios e Lucratividade”, UNIFEI, Itajubá, MG, 2000.
- [25] – Lafraia, J.R.B., “Manual de Confiabilidade, Mantenabilidade e Disponibilidade”, Editora Quality Mark, 1^a edição, Rio de Janeiro, 2001.
- [26] – Baroni, T., Gestão Estratégica e Técnicas Preditivas, Editora Quality Mark, Rio de Janeiro, 2002.
- [27] – Tavares, L., Administração Moderna da Manutenção, Novo Pólo Publicações, Rio de Janeiro, 1999.

- [28] – Costa, F. Geremia; “Desenvolvimento de Programa de Gestão voltado à Manutenção das Máquinas e Equipamentos e ao Melhoramento dos Processos de Manufatura fundamentado nos Princípios Básicos do Total Productive Maintenance”, Dissertação de mestrado, Escola de Engenharia, Universidade Federal do Rio Grande do Sul, Porto Alegre, RS, 2001.
- [29] – Chapot, Jorge L., Seixas, José M., Pereira, Wagner C. A. Ultrasonic System for Fuel Assembly Inspection in PWR, 2000 IEEE Ultrasonics Symposium, Brasil, 2000.
- [30] - Guimarães, Leonam dos Santos; “Síntese de Doutrina de Segurança para Projeto e Operação de Submarinos Nucleares”; Tese de doutorado, USP, São Paulo, 1999.
- [31] – Ferreira, Rafael Vicente de Pádua; “Biodegradação de rejeitos radioativos líquidos orgânicos provenientes do combustível nuclear”, Dissertação de mestrado, IPEN, São Paulo, 2008.
- [32] - Kim, S.J., Back, J.H., Jeong. Y.H. Corrosion characteristics and oxide microstructures of Zircaloy-4 in aqueous alkali hydroxide solutions, Journal of Nuclear Materials 268, 1999.
- [33] – PAD, Fuel Rod Design Code, Westinghouse, EUA, 2005.
- [34] – Kido, T., Kanasugi, K., Sugano M., Komatsu K., PWR Zircaloy cladding corrosion behavior: quantitative analyses, Journal of Nuclear Materials 248, 1997.
- [35] – Garzarolli, F., Smerd, P. G., IAEA, International Symposium on Improvements in Water Reactor Fuel Technology Utilization, Stockholm, September 15-19, 1986.
- [36] – Garde, A M., ASTM STP 1132, pp 566-594, Philadelphia, PA, EUA, 1991.
- [37] - Lewis, E.E. Introduction to Reliability Engineering, John Wiley & Sons, 1996.
- [38] – Guimarães, Leonam dos Santos; “Modernas Tendências no Projeto de Submarinos”; dissertação de mestrado, USP, São Paulo, 1991.
- [39] – Guimarães, Leonam dos Santos; “*Conception des Réacteurs de Propulsion Navale*”, Project de fin d'études, cours d'ingénieur atomique 1992-93, Institut National des Sciences ET Techniques Nucléaires – INSTN, Saclay, França, 1993.
- [40] - Alvim, A.C. Marques; “Fundamentos de Análise de Segurança”, notas de aula da disciplina Análise de Segurança e Confiabilidade, Especialização em Engenharia Nuclear, COPPE/UFRJ, junho de 2004.
- [41] - Knief, R. A., Nuclear Engineering, Technology of Commercial Nuclear Power, Taylor & Francis, Washington, D.C. 1992.
- [42] - Lees, F. P., Loss Prevention in the Process Industries, Butterworth-Heinemann, Londres, 1996.

- [43] – Silveira, Helvécio Carlos Klinke da; “Análise de Integridade Estrutural de Tubos de Geradores de Vapor deteriorados por Corrosão sob Tensão pelo Primário na Região de Transição de Expansão junto ao Espelho”. Dissertação de Mestrado, IPEN, São Paulo, 2002.
- [44] - Soares, Adolpho – Correntes Parasitas, 1^a edição, ABENDE, São Paulo, 2005.
- [45] – Costa Júnior, Ezequiel de Souza. “Modelamento matemático tridimensional usando o método de elementos finitos para o ensaio não destrutivo por correntes parasitas com alimentação em tensão”. Departamento de pós-graduação, CEFET, Belo Horizonte, 1995.
- [46] - Hillner, E., Chirigos, J. N., The effect of LiOH and related solutions on the corrosion rate, Bettis Atomic Power Laboratory Report. WAPD-TM-307, 1962.
- [47] – Perroti, A, Lanzani, L., Marengo J. A, Coronel P. Spinosa C., Ruch, M. “Evaluacion no destructiva de espesores de oxido em zircaloy”, Argentina, 2004.
- [48] – Procedimento de Medição de Óxido, Westinghouse Electric Company, Columbia, Carolina do Sul, EUA, 2006.
- [49] – Bukharin, Oleg; Handler, Joshua; Russian Nuclear-Powered Submarine Decommissioning, Science and Global Security, Volume 5, Overseas Publishers Association, 1995.
- [50] – Disponível em www.naval.com.br/blog/tag/labgene. Acesso em 20/10/10.
- [51] – Disponível em www.inb.gov.br. Acesso em 14/10/10.
- [52] – Arthou, Alan Paes Leme; Palestra sobre Energia Nuclear, disciplina Gestão de Projetos de Construção Naval, Especialização em Engenharia Naval, PNV/USP, agosto de 2010.
- [53] – Disponível em www.knfc.co.kr/eng. Acesso em 09/10/10.

Anexo A - Proposta de Roteiro para Inspeção Visual



A inspeção visual é realizada seguindo as etapas relacionadas abaixo, segundo a metodologia usada em Angra II:

- (a) Preencher a planilha de inspeção visual, anotando o número do EC (elemento combustível). Iniciar a gravação das imagens em fita de vídeo, CD ou DVD;
 - (b) Anotar data e horário em que foi iniciada a inspeção do EC;
 - (c) Movimentar lentamente o EC na direção vertical, usando o guincho da ponte rolante e mantendo a câmera subaquática em posição fixa. A câmera deverá varrer metade da largura da face do EC em cada percurso;
 - (d) Iniciar a inspeção visual pela face leste (face que contém o número do EC);
 - (e) Descer o EC até que o bocal superior (BS) fique visível na tela do monitor;
 - (f) Ispencionar o BS, as molas do BS, os tampões superiores das varetas combustíveis e a grade espaçadora 1;
 - (g) Prosseguir a movimentação vertical (subida) do EC e inspecionar as varetas combustíveis até que se alcance a grade espaçadora seguinte;
 - (h) Verificar com atenção toda a extensão da grade espaçadora;
 - (i) Continuar a movimentação vertical (subida) do EC, verificando as varetas combustíveis até que se visualize a grade espaçadora seguinte;
- Repetir as etapas g) a i) até que todas as oito grades espaçadoras tenham sido verificadas e apareça no monitor a imagem do bocal inferior (BI);
- (k) Verificar visualmente os tampões inferiores das varetas combustíveis e o BI;
 - (l) Anotar na planilha de inspeção visual todas as ocorrências observadas no instante em que elas aparecerem;

- (m) Imprimir em papel somente as imagens das ocorrências significativas;
- (n) Varrer a segunda metade da face do EC, no mesmo processo acima, desde o BI até o BS;
- (o) Girar o EC no sentido anti-horário, iniciando a inspeção da face sul;
- (p) Iniciar a movimentação vertical (descida) do EC, fazendo a varredura completa de metade desta face defronte à câmera subaquática. Seguir as instruções de e) até n);
- (q) Girar o EC no sentido anti-horário até que a face oeste esteja posicionada defronte à câmera subaquática. Seguir as instruções de e) até n);
- (r) Girar o EC no sentido anti-horário até que a face norte esteja posicionada defronte à câmera subaquática. Seguir as instruções de e) até n);
- (s) Iniciar a movimentação vertical (descida) do EC, fazendo a varredura completa desta face defronte à câmera, até alcançar as molas do BS. Seguir as instruções de e) a m).

Exemplo de Metodologia empregada na Inspeção em Angra II:

A metodologia empregada para a inspeção visual dos elementos combustíveis retirados do primeiro ciclo de operação de Angra II pode ser descrita da seguinte maneira:

- Os equipamentos utilizados (câmera subaquática, sistema de iluminação, monitores vídeo, videocassete para gravação das fitas e demais equipamentos associados) são pertencentes ao sistema FARU de Angra II, e que já foram utilizados para inspeção visual de elementos combustíveis na PCU de Angra I. Os equipamentos de controle, visualização e gravação de imagens foram instalados no interior da cabine de comando da máquina de recarga de combustíveis.
- A haste suporte da câmera foi montada no piso da piscina de estocagem e, posteriormente colocada na cabine, entrando pela parte superior da máquina de recarga de combustível. Devido ao grande comprimento dessa haste suporte da câmera (> 11 metros), a ação para inserção da mesma na abertura do piso superior da máquina de recarga, utilizando a ponte rolante de 5 t, necessitou de bastante cuidado.
- Uma vez instalada a haste suporte da câmera no interior da cabine da máquina de recarga, procedeu-se a instalação da câmera e do suporte das lâmpadas. Isto foi feito por meio do levantamento do carro deslizante-suporte da câmera, até uma posição de, aproximadamente, 0,5 m acima do nível da água da PCU. A movimentação vertical do carro deslizante-suporte da câmera é feita por meio de um sistema de

manivela. Uma correia dentada desce até a extremidade inferior da coluna suporte e permite a movimentação vertical da câmera.

- A movimentação vertical do EC, posicionamento defronte à câmera e sua rotação são efetuadas por meio da máquina de recarga de combustíveis. A câmera fica fixa, suspensa pela haste suporte que está apoiada na cabine da máquina de recarga. A câmera fica normalmente posicionada a uma distância de 0,5 m em relação à face do EC em exame, podendo ser aproximada ou afastada por meio de um mecanismo da haste suporte. Este mecanismo é controlado por um operador que fica em apoio ao especialista da inspeção visual no interior da cabine da máquina de recarga de combustível. As inspeções são realizadas com o mastro guia da máquina de recarga na posição (INP-ELV), que corresponde a uma posição, na piscina, situada fora das células do rack de estocagem de elementos combustíveis.
- Para obtenção de imagens com boa resolução e boa visualização de detalhes, o ajuste da distância da câmera é feito de maneira que as imagens obtidas da metade da largura do EC ocupem toda a largura do monitor de vídeo do sistema de inspeção visual. Caso seja necessária a visualização detalhada de algum ponto, é feita a aproximação da câmera em relação à face do EC. A câmera subaquática utilizada, para imagens em preto e branco, é resistente à radiação e pode ser posicionada bem próxima (podendo ser encostada) ao EC. A inspeção visual é feita percorrendo-se a altura do EC por duas vezes (metade da largura do EC na descida e a outra metade da largura na subida).

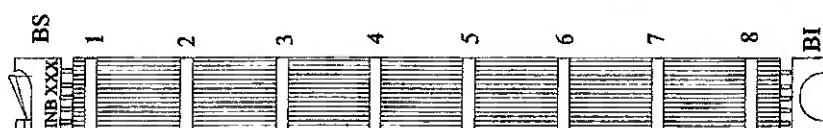
A página seguinte apresenta a planilha a ser preenchida na inspeção visual.

INSPEÇÃO VISUAL - EC _____

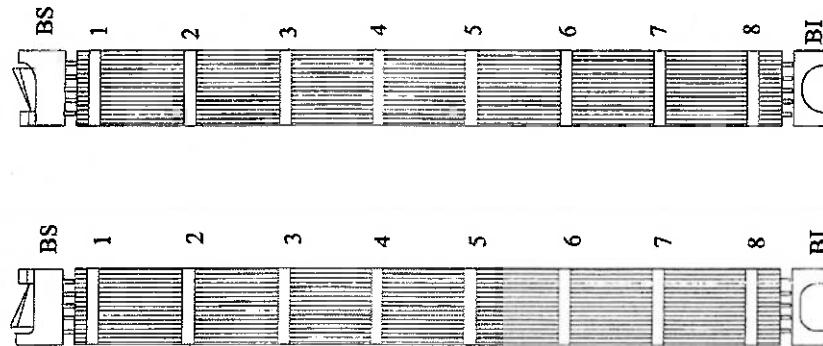
Planilha de Preenchimento para Inspeção Visual

DATA _____ / _____ / _____ início _____ h término _____ h

FACE 1- LESTE
Início:
Final:



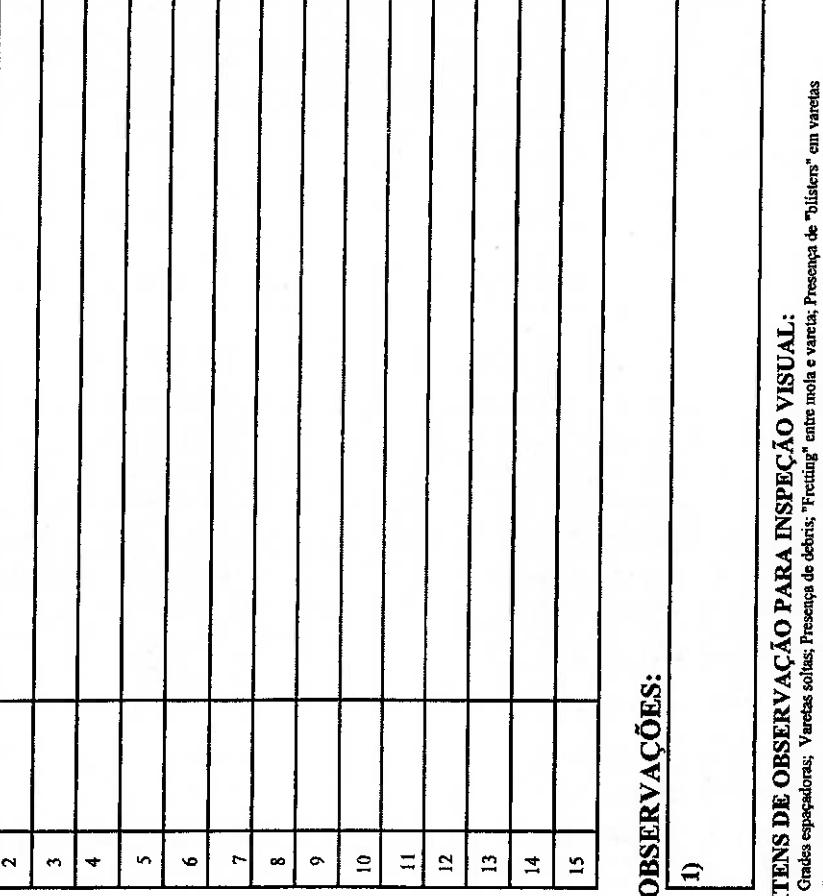
FACE 3- OESTE



FACE 4-NORTE	
Inicio:	
Final:	



Ocorr.	Localização	Descrição
1		



Ocor.	Localização	Descrição
1		
2		
3		
4		
5		
6		
7		
8		
9		
10		
11		
12		
13		
14		
15		

OBSERVAÇÕES:

6

ITENS DE OBSERVAÇÃO PARA INSPEÇÃO VISUAL:

Grades espessadoras; Varetas soltas; Presença de debris; "Fretting" entre mola e varia; Presença de "blisters" em varetas Solda dos tampões; Desalinh. Inferior de Varetas; Bocais superior e inferior; Pores das tubos guias

LEGENDA:

GR - Grade Espacadora ; VC - Vareta Combustível ; BS e BI - Bocal Superior e Inferior
Face Lateral (L); Face Sul (S); Face Oste (O); Face Norte (N)

Posição das Varetas na face do EC

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16
---	---	---	---	---	---	---	---	---	----	----	----	----	----	----	----