



UMA NOVA METODOLOGIA COMPUTACIONAL E EXPERIMENTAL PARA
A AVALIAÇÃO DE ENVELHECIMENTO E CONFIABILIDADE DE SISTEMAS
NUCLEARES

Michel de Almeida França

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

Orientadores: Paulo Fernando Ferreira
Frutuoso e Melo
Celso Marcelo Franklin Lapa

Rio de Janeiro
Maio de 2022

UMA NOVA METODOLOGIA COMPUTACIONAL E EXPERIMENTAL PARA
A AVALIAÇÃO DE ENVELHECIMENTO E CONFIABILIDADE DE SISTEMAS
NUCLEARES

Michel de Almeida França

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

Examinada por:

Prof. Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo, Ph.D.

Prof. Celso Marcelo Franklin Lapa, D.Sc.

Prof. Antonio Carlos Marques Alvin, D.Sc.

Prof. Julio Cezar Suita, D.Sc.

Prof. Pedro Luiz da Cruz Saldanha, D.Sc.

Prof. Jorge Eduardo de Souza Sarkis, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ – BRASIL
MAIO DE 2022

de Almeida França, Michel

Uma nova metodologia computacional e experimental para a avaliação de envelhecimento e confiabilidade de sistemas nucleares/Michel de Almeida França. – Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2022.

XI, 43 p.: il.; 29,7cm.

Orientadores: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo
Celso Marcelo Franklin Lapa

Tese (doutorado) – UFRJ/COPPE/Programa de Engenharia Nuclear, 2022.

Referências Bibliográficas: p. 40 – 43.

1. TLA. 2. Análise de Segurança. 3. Desgaste.
I. Ferreira Frutuoso e Melo, Paulo Fernando *et al.* II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Programa de Engenharia Nuclear. III. Título.

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

UMA NOVA METODOLOGIA COMPUTACIONAL E EXPERIMENTAL PARA
A AVALIAÇÃO DE ENVELHECIMENTO E CONFIABILIDADE DE SISTEMAS
NUCLEARES

Michel de Almeida França

Maio/2022

Orientadores: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo
Celso Marcelo Franklin Lapa

Programa: Engenharia Nuclear

Neste trabalho, apresenta-se a tese e seu objetivo, assim como os métodos e materiais que serão utilizados para alcançar tal objetivo, sendo este, a análise da viabilidade de aplicação da técnica de Ativação de Camada Fina (*TLA*) em equipamentos relacionados a segurança de centrais nucleares como método de avaliação do desgaste físico de peças específicas dos mesmos. Isto será feito através de extrapolações a partir de um cenário possível em nossas instalações. A técnica em si consiste da ativação de uma pequena camada superficial de alguma liga submetida a desgaste e medição do decréscimo proporcional da ativação nesta camada à medida que o desgaste ocorre. Os métodos empregados consistem de: Análise do ambiente de aplicação; uso da ferramenta *MCNP-X* para simular um dado equipamento pertinente para a segurança de centrais nucleares (ou similar) a fim de determinar os níveis de dose provenientes da técnica para profissionais presentes, assim como a viabilidade estatística das medições; uso do ciclotron CV-28 (IEN) para ativação da fonte, aprimorando os parâmetros envolvidos e; validação experimental das simulações para o cenário escolhido.

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

A NEW COMPUTATIONAL AND EXPERIMENTAL METHODOLOGY FOR
ASSESSMENT OF AGING AND RELIABILITY OF NUCLEAR SYSTEMS

Michel de Almeida França

May/2022

Advisors: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo
Celso Marcelo Franklin Lapa

Department: Nuclear Engineering

In this work, we present the these and its goal, as well as the methodology and materials that will be used to achieve such goal, the main one being analyzing the viability of the Thin Layer Application (TLA) technique on equipment related to the safety of Nuclear Power Plants and thus evaluate the wear on specific parts of such equipment. This will be achieved through extrapolations from a scenario that is pertinent to our facilities. The technique itself consists of activating a small volume of the target surface, linking the change in its activity with the wear suffered by the target as it happens. The methodology applied here consists of: Analysis of the ambient of application; use of the MCNP-X tool to simulate an equipment and determine effective radioactive dose levels for professionals in its vicinity and also the viability of statistical results in such scenarios; use of the CV-28 to activate the source, determining the involved parameters and; experimental validation of the simulated scenario.

Sumário

Lista de Figuras	viii
Lista de Tabelas	ix
Lista de Abreviaturas	x
1 Introdução	1
1.1 Motivação	1
1.2 Objetivo	5
1.3 Etapas	5
2 Fundamentação Teórica	7
2.1 Extensão de Vida de Plantas Nucleares	7
2.2 Desgaste	9
2.3 Ativação de Camada Fina (<i>TLA</i>)	10
2.3.1 Metodologia para Obtenção da Ativação Uniforme	12
2.3.2 Métodos de Contagem	15
2.4 <i>Monte Carlo N-Particle (MCNP)</i>	15
2.5 Cíclotron CV-28	17
3 Metodologia e Materiais	19
3.1 Escolha do Aparato Alvo de Estudo	19
3.2 Desenho do Aparato no Ambiente do MCNP-X	20
3.3 Simulação de Dose Efetiva	20
3.4 Simulação da Eficiência de Contagem	22
3.5 Determinação dos Parâmetros de Ativação	23
3.6 Ativação da Fonte	24
3.7 Validação Experimental das Simulações	26
4 Resultados	28
4.1 Escolha do Aparato Alvo de Estudo	28
4.2 Desenho do Aparato no Ambiente do MCNP-X	30

4.3	Simulação de Dose Efetiva	33
4.4	Simulação da Eficiência de Contagem	34
4.5	Determinação dos Parâmetros de Ativação	34
4.6	Ativação da Fonte	35
4.7	Validação Experimental das Simulações	37
5	Conclusões	39
	Referências Bibliográficas	40

Lista de Figuras

1.1	Custo em USD/MWh de diversas fontes de energia elétrica. [7]	3
2.1	Organização típica de um grupo de renovação de licença. [15]	8
2.2	Estrutura geral do processo de avaliação <i>LTO</i> pela <i>NRC</i> . [15]	8
2.3	Possíveis reações de ativação via <i>TLA</i> . [22]	12
2.4	Seção de choque (mb) X Energia (MeV) para prótons em ^{56}Fe . [23]	13
2.5	Atividade específica por profundidade. [24]	14
2.6	Vizualização dos métodos <i>TLM</i> (a) e <i>CMM</i> (b). [25]	15
3.1	Fontes e aparato de ativação.	25
3.2	Geometria de contagem para o detector NaITl.	27
4.1	Esquema simplificado da Bomba Autoaspirante Multiuso CAM W-4C. [32]	29
4.2	Imagem de um modelo padrão da Bomba Autoaspirante Multiuso CAM W-4C.	29
4.3	Desenho 2D da bomba no ambiente MCNP-X.	31
4.4	Desenho 3D da bomba no ambiente MCNP-X.	31
4.5	Gráfico distribuição altura de pulso da Fonte 1 no detector HPGe.	37
4.6	Gráfico distribuição altura de pulso da Fonte 2 no detector HPGe.	37

Lista de Tabelas

2.1	Cartões <i>de</i> e <i>df</i> referentes à dose de fótons em posição <i>AP</i>	17
3.1	Linhas de emissão do ^{56}Co aglutinadas e suas respectivas probabilidades de emissão.	21
4.1	Materiais utilizados nas simulações	32
4.2	Resultados de dose efetiva para as 10 linhas de emissão aglutinadas (30cm)	33
4.3	Resultados de dose efetiva para as 10 linhas de emissão aglutinadas (100cm)	33
4.4	Limites de ativação total mínimos e máximos.	35
4.5	Parâmetros de ativação Fonte 1.	36
4.6	Parâmetros de ativação Fonte 2.	36
4.7	Composição do alvo ativado.	36
4.8	Resultados de dose efetiva experimental e simulada	38
4.9	Resultados de detecção de raios-gama, experimental e simulado	38

Lista de Abreviaturas

AP	Antero-Posterior Geometry, p. 17
CMM	Concentration Measuring Method, p. 15
CNEN	Comissão Nacional de Energia Nuclear, p. 8
CPS	Contagens por Segundo, p. 16
DAP	Distribuição de Altura de Pulso, p. 16
GRF	Reator Rápido Refrigerado a Gás, p. 1
IEN	Instituto de Engenharia Nuclear, p. iv
LTO	Long-Term Operation, p. 7
MCNP	Monte Carlo N-Particle, p. iv
MM3C	Máquina de Medir 3 Coordenadas, p. 10
MSR	Reator Rápido Refrigerado a Sal Fundido, p. 2
NRC	Nuclear Regulatory Commission, p. 7
PEN	Programa de Engenharia Nuclear, p. iv
PLEX	Plant Life Extension, p. 7
PLiM	Plant life management for safe long-term operation, p. 7
RBMK	Reaktor Bolshoy Moshchnosty Kanalnyy (Reator Canalizado de Alta Potência), p. 2
RL	Renovação de Licença, p. 8
RPS	Reavaliação Periódica de Segurança, p. 8
SCWR	Supercritical water reactor, p. 2
SFR	Sodium-cooled fast reactor, p. 2

SSC	Structures, systems and components, p. 4
TLA	Ativação de Camada Fina, p. iv
TLM	Thin Layer Difference Method, p. 15
TMI	Three Mile Island, p. 2

Capítulo 1

Introdução

1.1 Motivação

Nos últimos anos, entidades distintas, especialmente governos, têm discutido o uso da energia nuclear e suas implicações, sendo que alguns deles estão com planos em movimento para desativar tantas usinas nucleares quanto possível, ou mesmo todas elas. Esta discussão envolve diversos fatores e agravantes, como o acidente de Fukushima, cada um deles com suas devidas contribuições. Porém, 4 deles se destacam: sustentabilidade, percepção social, segurança e viabilidade econômica.

Em relação a esses 4 pontos, temos na percepção social o maior empecilho para a energia nuclear atualmente, especialmente após o acidente de Fukushima. Como exemplo do impacto da percepção social, temos as ações da Alemanha após o acidente; o país desligou suas usinas nucleares, mesmo seu território não tendo como sofrer o mesmo tipo de acidente natural que causou o acidente nas usinas de Fukushima. Para isso, a Alemanha precisou ativar usinas térmicas à base de combustíveis fósseis, indo contra sua política de redução de carbono e ainda necessitou comprar energia elétrica de sua vizinha, a França, que produz 75% de sua energia a partir usinas nucleares. Estes fatos somados apontam que a percepção social foi, se não o único, o fator predominante no desligamento das usinas nucleares na Alemanha. [1]

Sobre a sustentabilidade há de se discutir a quarta geração de reatores nucleares, em cuja categoria há alguns projetos em andamento. Como exemplo de reator com alta aptidão para a sustentabilidade pode-se citar o Reator Rápido Refrigerado a Gás (GRF), por sua capacidade de produzir não só energia elétrica, mas também hidrogênio [2]. Esta capacidade faz com que o reator possa ser aliado a formas de produção de energia elétrica sazonais e, quando houver excesso de produção elétrica por fatores naturais, a usina nuclear, com o GRF, poderia voltar sua produção para o hidrogênio; este sistema possibilita um uso menor de combustíveis fósseis e ainda se mantém economicamente viável – um fator discutido à frente. Outro projeto

em destaque nesta área é o Reator Rápido Refrigerado a Sal Fundido (MSR); este modelo, por sua vez, utiliza em seu núcleo uma mistura de combustível (U e Th) com fluoretos líquidos de lítio. Possui duas grandes vantagens, a primeira sendo a utilização bem eficiente de Th, ampliando em muito a disponibilidade de combustível nuclear, que, de outra forma, seria limitada à disponibilidade de urânio com extração e custo compatível; a segunda contribuição deste modelo é o seu sistema de filtragem da mistura refrigerante-combustível, podendo assim extrair materiais de interesse da indústria, como metais raros e também a extração de plutônio, combustível de interesse para outros modelos de reatores [3]. Outros modelos como o Reator Supercrítico a Água (SCWR) e o Reator Rápido Resfriado a Água (SFR) possuem algumas características interessantes do ponto de vista da sustentabilidade, em especial o uso de ciclo fechado de combustível.

Com relação à segurança, houve um grande esforço neste sentido já na terceira geração de reatores nucleares, onde medidas passivas e redundâncias de segurança foram implantadas. A partir da aplicação destas medidas à terceira geração, condições como as de TMI e Fukushima estão dentro dos acidentes previstos.

Com o acidente de TMI tivemos sérias mudanças em relação ao fator humano nas usinas nucleares, em especial o treinamento, a interface homem-sistema e mudanças que tornam a operação e reação em emergências mais organizadas [4]. Já após o acidente de Chernobyl as principais mudanças foram em relação à segurança inata dos reatores [5]. Boa parte dos reatores já possuíam segurança passiva superior à do Reator Canalizado de Alta Potência (RBMK), mas, após o desastre, a busca por este fator foi aumentada, chegando à quarta geração com projetos de reatores que podem suportar até 3 dias sem refrigeração ativa – para falhas na rede elétrica em desastres, como no caso de Fukushima [6]. Em relação ao último dos 3 grandes acidentes nucleares, Fukushima, há um ponto em comum com Chernobyl; as plantas de Fukushima possuíam falhas conhecidas. Inclusive, aquelas plantas já estavam programadas para passar por readequação ou mesmo desativação, pois já estavam em uso por mais tempo do que o previsto em seu projeto. Este ponto de readequação e prolongamento de vida será abordado mais à frente, sendo de fato um dos principais deste trabalho, aliando segurança e o lado financeiro.

Apesar do fator social, ou aversão, ainda ser o maior desafio da energia nuclear - o que remete também ao quão seguras são as plantas nucleares -, a competitividade financeira também recebe sua devida atenção, sendo o segundo fator em prioridade (atrás apenas de segurança) no desenvolvimento do projeto de uma usina nuclear.

Como é possível verificar do gráfico da Figura 1.1, a energia nuclear é de fato economicamente rentável, porém, o fator social acaba por pesar mais nas decisões governamentais de desenvolvimento de um programa nuclear. Sendo assim, tornar esta fonte de energia ainda mais atraente economicamente é um dos caminhos para

a ampliação da mesma.

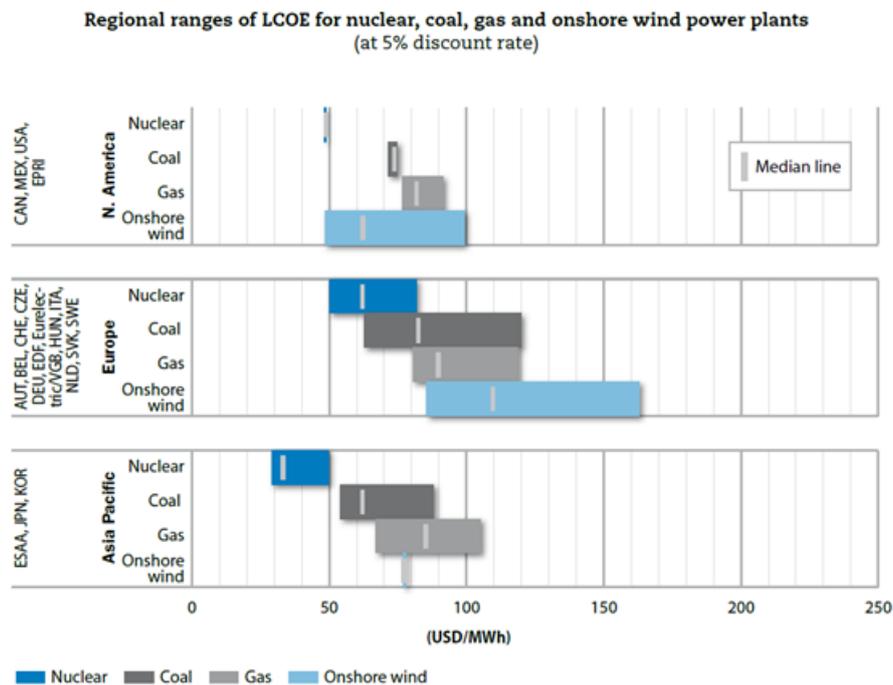


Figura 1.1: Custo em USD/MWh de diversas fontes de energia elétrica. [7]

Para entender melhor estes valores finais e estudar formas de tornar a energia nuclear ainda mais atraente, verifica-se a origem dos custos da mesma. Para isso, podemos dividi-los em três diferentes categorias: custo inicial; custo de operação e custos externos. A influência de cada uma dessas parcelas no custo final, em $\$/kWh$, ao longo da vida de uma determinada planta é variável de acordo com o tipo de geração de energia. Para fontes que utilizam combustíveis fósseis, como carvão e gás, os custos de operação são de maior relevância e também possuem uma variabilidade consideravelmente maior. Isto ocorre por conta da variação do custo da matéria prima de acordo com fatores externos, em especial diplomáticos e variações de mercado, que podem ocorrer de forma severa para alguns países/regiões. Para outros tipos de fontes, como hídrica, eólica e nuclear, o custo inicial de investimento é o fator determinante, pois os custos de operação são de manutenção, não existindo custo de matéria prima, como na eólica, ou tendo preços mais previsíveis e regulados, caso da nuclear. Para fins de comparação, o custo percentual inicial médio para diversas fontes de energia são: 14% - gás; 33% - carvão; 67,5% - Nuclear e; 81,5% eólica [7].

Este alto custo inicial das usinas nucleares permite uma melhora na competitividade econômica final de algumas formas, a de interesse para este trabalho é a extensão da vida útil, prolongando o uso de equipamentos e propriedades, diluindo seu custo em um maior período. O valor final em $\$/kWh$ é calculado tendo em vista uma expectativa de vida fixa para a usina, sendo algo entre 20 e 40 anos, dependendo

do modelo da planta e legislações vigentes, apesar do envelhecimento começar em torno de 10 anos [8]. Porém, temos diversos exemplos de usinas que passaram pelo processo de extensão de vida, um processo de baixo custo, se comparado à construção de uma nova unidade [9] e que tem o potencial de reduzir o custo final da energia gerada na usina significativamente pelos fatores já citados. Outro fator relevante a favor da extensão de vida útil é o ambiental por conta da redução do uso de recursos como concreto e aço, podendo ser uma importante ferramenta na transição de combustíveis fósseis para outras fontes de energia [10].

O processo de extensão de vida útil possui uma série de regulações, objetivos e parâmetros mínimos a serem seguidos. De interesse para este trabalho, temos os parâmetros de envelhecimento dos materiais/sistemas de segurança que compõem a planta. Em sua publicação reguladora de extensão de vida útil [11], a AIEA descreve o processo relacionado ao envelhecimento e define como objetivo a determinação da efetividade das medidas acerca da prevenção, mitigação e previsibilidade do envelhecimento nos *SSC* referentes à segurança. Dentre os requisitos que devem ser atendidos pela entidade responsável pela adequação/extensão de vida da planta estão: definição da metodologia; aferições acerca dos processos envolvidos no envelhecimento dos componentes; disponibilidade de dados acerca dos materiais, fenômenos e técnicas envolvidos; técnicas de monitoração dos itens anteriores e; obsolescência dos equipamentos.

Como descrito no parágrafo anterior, boa parte do que compete à entidade responsável pela planta em relação à extensão da vida útil da mesma é dependente da capacidade de aferir parâmetros relacionados ao envelhecimento dos componentes de forma confiável. É neste ponto que se concentra a relevância deste trabalho, cabendo à organização responsável pela planta atestar a conformidade da mesma aos parâmetros definidos pelo órgão regulador, algo que será discutido a fundo mais à frente.

Neste sentido, apesar de haver um grande foco no primário, ele não é o único ponto a passar por testes de confiabilidade durante o processo de extensão de vida útil. Secundários, interfaces de operadores (como visto no parágrafo referente a TMI) e sistemas de redundância passam pela mesma escrutinação [11]. Neste último ponto mencionado, temos diversas bombas, geradores e outros equipamentos que não estão na área quente mas são de suma importância para a segurança da planta; como exemplo disto, temos o acidente de Fukushima, onde a falha de geradores foi um ponto crucial para a escalada da situação [6].

Dado este cenário, chegamos ao ponto de interesse e foco deste trabalho: fornecer uma ferramenta para a avaliação de confiabilidade de determinados equipamentos da área fria da planta, focando no desgaste mecânico de partes específicas do mesmo.

1.2 Objetivo

Como objetivo principal temos a criação de uma metodologia que seja capaz de determinar a viabilidade de aplicação da técnica *TLA* em um equipamento da área fria de uma planta nuclear genérica que esteja relacionado a sua segurança, sendo cabível a utilização de um equipamento similar e a extrapolação dos resultados.

Já como objetivos secundários temos: determinação da segurança de utilização da técnica em áreas onde operadores indivíduos do público estejam presentes, no sentido da dose oferecida pela aplicação da mesma; determinação de geometrias de contagem eficientes e que minimizem a ativação necessária visando tanto o item anterior quanto o item a seguir; possibilitar a utilização da técnica em diversos cenários e equipamentos pela planta, como a utilização extensa por meses sem a necessidade de um segundo desmonte de qualquer equipamento e análise de mais de uma peça de um mesmo equipamento simultaneamente; e ampliar o nível de extrapolação para outros equipamentos e sistemas tanto quanto possível a partir do experimento feito em nossos sistemas/equipamentos e instalações.

1.3 Etapas

Abaixo estão listadas as etapas que serão utilizadas para completar os objetivos anteriormente relacionados:

- Escolher um equipamento passível de utilização em nossos experimentos que permita a extrapolação do mesmo para equipamentos pertinentes à segurança de uma planta nuclear;
- Construir/desenhar este equipamento no ambiente *MCNP-X* para simulações;
- Utilizar o *MCNP-X* para determinar valores de ativação possíveis para manter os níveis seguros de dose para operadores além de propiciarem uma atividade que gere dados estatisticamente satisfatórios;
- Definir os parâmetros para a ativação da fonte (uma determinada peça do equipamento) segundo as necessidades da técnica *TLA* e os valores determinados no ponto anterior;
- Determinar experimentalmente a dose e a estatística de contagem, ambas simuladas anteriormente para fins de atestar a eficiência da metodologia;

No próximo capítulo serão abordados as técnicas, conhecimentos e equipamentos utilizados neste trabalho, trazendo suas definições, informações relevantes e também o porquê destes terem sido escolhidos para este trabalho. Já nas sessões seguintes

são descritos os procedimentos de utilização destes para obtenção dos resultados que desejamos acerca dos objetivos descritos acima e os resultados obtidos.

Capítulo 2

Fundamentação Teórica

2.1 Extensão de Vida de Plantas Nucleares

A *PLEX* é dividida em três principais partes, sendo elas: levantamento de viabilidade e escopo do *PLEX*; detalhamento da avaliação e início de licenciamento; e implantação [12]. Destas três principais partes, nosso trabalho é relevante em uma interseção entre a primeira e a segunda, onde podemos auxiliar com prospecções iniciais acerca de diversos sistemas e posteriormente auxiliar na definição de planos de manutenção e predições de vida útil para tais sistemas.

Do ponto de vista legal, temos uma série de regras e legislações envolvidas na *PLiM* voltada para a *LTO*. Podemos tomar o caso de Angra I como exemplo, onde tivemos uma renovação de operação há poucos anos, já com a *LTO* com foco em Extensão de Vida Útil programada para 2023 [13]. Aqui, neste trabalho, lidaremos com a legislação estabelecida pela *NRC* órgão americano responsável por este âmbito. Esta escolha, em detrimento de tantos outros países, órgãos e conjuntos de regras se dá por conta dos EUA e suas plantas já terem realizado este processo de extensão de vida para aproximadamente 90% de suas plantas e estarem no meio do processo para algumas outras [14].

Primeiramente, em algumas plantas há uma organização interna para o *PLiM*, já outras dependem de organizações externas para esses levantamentos. Independente de qual das duas opções será empregada, dentro da própria organização são criadas equipes com diferentes competências, consistindo de 10 a 20 membros em tempo integral, além de ocasionais contratos (possivelmente onde nosso trabalho pode se encaixar). Um esquema típico desta organização pode ser visualizado na Figura 2.1 [15].

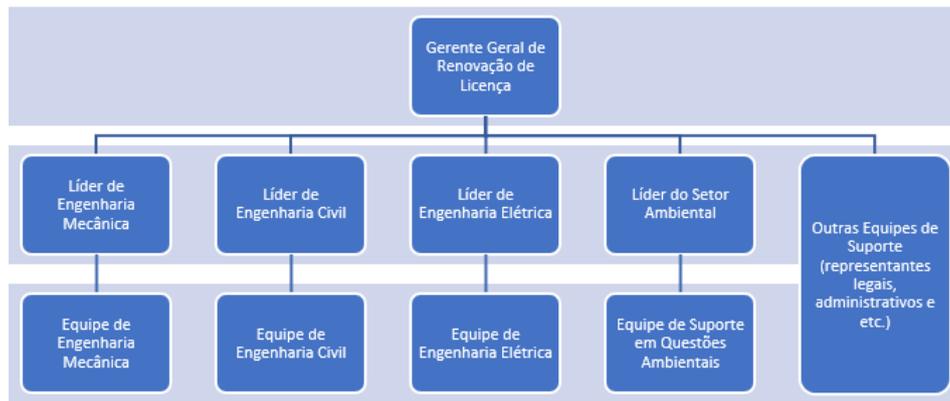


Figura 2.1: Organização típica de um grupo de renovação de licença. [15]

Com relação aos prazos envolvidos, a licença primária é dada para operação por 40 anos. Esta escolha, no entanto, não foi feita com base nos fatores de segurança e sim visando o lado econômico da operação, sendo a segurança mantida por avaliações periódicas. No entanto, durante a penúltima RPS ou após a mesma e antes da última, é solicitada a RL, tendo então a planta um período de 5 anos, para adequação e conformidade com as normas de operação, assim como no processo estabelecido pela *NRC*.

Dentro deste prazo de 5 anos o órgão responsável pela planta deve prover para o órgão regulador (no caso americano a *NRC*, já no Brasil, a *CNEN*) suas medidas para mitigar os efeitos de envelhecimento da planta, tanto no aspecto de segurança quanto no aspecto ambiental, realizando um levantamento geral da planta e seus sistemas, assim como todo o possível impacto ambiental proveniente da mesma - sendo nosso interesse focado no primeiro ponto. Um resumo do processo completo pode ser visualizado na Figura 2.2.

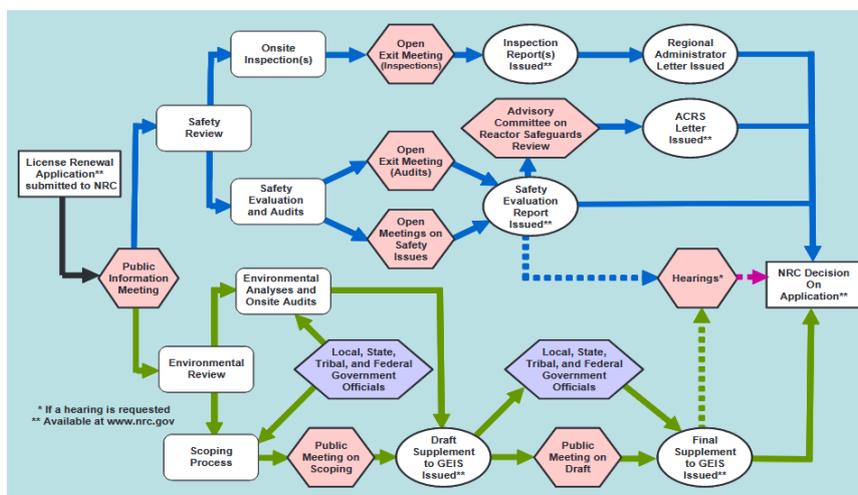


Figura 2.2: Estrutura geral do processo de avaliação *LTO* pela *NRC*. [15]

Visando nosso escopo de segurança temos a parte crucial de Avaliação de *SSC*

que também varia de planta para planta e pode compreender somente avaliações de sistemas mais críticos, como o próprio Primário ou pode compreender cada um dos sistemas da planta. Primeiramente, temos a categorização de cada um dos sistemas da planta, baseando-se na importância do mesmo tanto no lado de segurança quanto no econômico, além do seu potencial de envelhecimento. Com relação a este último ponto, o processo de *LTO* deve compreender não só a identificação do potencial de envelhecimento, mas também as providências que serão tomadas para mitigar o mesmo, pelo fato de que esta avaliação deve atestar a segurança da planta até a próxima avaliação, não só no momento da mesma [15].

Dentre os efeitos de envelhecimento da planta temos alguns que podem ser destacados: defasagem da interface sistema-operador [16]; envelhecimento do vaso do reator com formação de bolhas no aço ou microfaturas [17]; e desgaste mecânico e químico geral de sistemas em áreas quentes e frias. Este último ponto é onde aplicaremos a técnica descrita neste trabalho, fornecendo uma ferramenta com a qual as organizações responsáveis pelos *LTO* de plantas possam avaliar este fenômeno em seus sistemas e prever a manutenção da segurança dos mesmos por N anos, estendendo a sua eficiência econômica e atestando a segurança da planta - com relação aos sistemas avaliados.

2.2 Desgaste

Como descrito na seção anterior, focamos na segurança de plantas nucleares neste trabalho, mas neste sentido, o fenômeno sobre o qual produziremos dados e desejamos prever/mitigar é o desgaste. Sobre este, a definição da ABNT tem dois pontos chave: “degradação superficial” e “remoção de partículas”. Esses, por sua vez, podem ser produzidos através de diferentes mecanismos e fenômenos, como atrito ou interações químicas, seja em uma bomba hidráulica ou uma turbina geradora tendo naturezas mecânicas e químicas (mesmo que indiretamente). O ponto de maior interesse neste trabalho, como será explicado à frente, é a remoção de material. Porém, é necessário saber como esse será removido do corpo de estudo. A seguir, temos a descrição dos tipos de desgaste de maior intensidade e interesse para este trabalho, assim como suas causas e consequências e, por fim, métodos em uso para as medições de desgaste.

Desgaste adesivo é aquele proporcionado pelo contato e atrito entre duas superfícies onde há uma ligação, ou adesão, entre as mesmas. Isto resulta em material sendo removido de um dos corpos e carregado pelo outro na continuação de seu movimento. Isso pode ser percebido na forma de fraturas, onde houve uma remoção parcial de uma parte substancial do corpo, ou na redução do volume deste corpo. O material removido pode continuar incorporado ao segundo corpo, ou ser liberado de volta ao meio, imerso no lubrificante por exemplo [18].

O desgaste abrasivo ocorre entre duas superfícies de diferentes durezas em contato e movimento relativo, onde a superfície de maior dureza desprende partículas da outra através de protuberâncias de tamanhos micro ou macroscópicos. Essas, por sua vez, abrem duas subclassificações dentro do desgaste abrasivo: abrasivo de dois ou três corpos. O primeiro é mais facilmente interpretável, onde uma superfície mais dura desbasta outra, como uma furadeira. Já o segundo, diz respeito à deposição de partículas duras entre duas superfícies, as quais podem até mesmo ter sido desprendidas de uma das superfícies e depois permanecer depositadas no local de fricção [18].

A partir dessas descrições e estudos físico-químicos é possível fazer suposições e obter alguns resultados analíticos. Porém, apenas com este tipo de resultado é impossível trabalhar em prol da otimização que buscamos. Logo, se faz necessária a criação de ferramentas para aferir este desgaste de forma experimental.

Desta necessidade, diversos métodos de análise de desgaste foram criados. Boa parte deles se mantém em uso devido a alguma característica singular que o faz relevante em uma determinada situação, seja por motivos econômicos, práticos ou até mesmo por serem a única solução para aquele determinado cenário.

Dentre estes métodos, podemos estabelecer duas categorias, não-nucleares e nucleares. Como representantes das não-nucleares, temos o *MM3C*, balança e medições diretas com instrumentos de medição de uma dimensão, dentre outras [19]. Já nos métodos nucleares, o mais comum é a ativação por fluxo de nêutrons, que apesar de fornecer uma boa precisão e ser relativamente simples na execução, exige a ativação de toda a peça de estudo resultando em uma alta dose além de impossibilitar a análise de dois pontos distintos simultaneamente [20].

Dadas as limitações de cada método, propomos o uso da Ativação de Camada Fina (*TLA*) na medição de desgaste em maquinários e sistemas de relevância para a segurança de plantas nucleares. A descrição desta técnica se encontra na seção abaixo, assim como sua relevância e vantagens em relação às técnicas vistas acima.

2.3 Ativação de Camada Fina (*TLA*)

O conceito básico gira em torno de produzir uma ativação constante ou linear da superfície do alvo até uma determinada profundidade, utilizando feixes de partículas carregadas. Esta superfície é então submetida a desgaste e, assim, mede-se a redução da atividade registrada que é relacionada à redução da quantidade de material ativado, devido ao desgaste. A profundidade varia de algumas dezenas a centenas de microns, dependendo da variante utilizada, concentrada em uma pequena área desta superfície. Esta técnica pode ser utilizada em diversos materiais, tendo como limitantes apenas a existência de uma reação de ativação feixe-alvo conveniente e também da capacidade

do material suportar as condições de calor e estresse produzidas pelo feixe, ambos os limitantes podem ser contornados, até certo ponto, por exemplo, reduzindo a corrente e aumentando o tempo de exposição para reduzir o calor, ou mesmo potencializando a refrigeração do alvo [21].

Como a obtenção de dados sobre o desgaste está diretamente relacionada à redução da atividade do alvo devido ao desgaste de sua superfície, é imperativo que esta ativação seja feita de modo homogêneo, sendo este o propósito da técnica e seu principal fator a ser analisado. Tendo o princípio da técnica explicado, podemos relacionar as vantagens da *TLA* sobre outras técnicas de tribologia:

- Monitoração remota do alvo de estudo, reduzindo a necessidade de permanência nas instalações da planta;
- Aferições não-destrutivas;
- Medições *in loco* e não necessidade de um segundo desmonte, esta sendo de suma importância para equipamentos pertinentes à segurança da planta, como geradores;
- Medições simultâneas dos efeitos do desgaste em diferentes peças ou partes em um mesmo sistema, reforçando o item anterior;
- Alta sensibilidade para pequenas taxas de desgaste, ideal para os altos níveis de precisão de turbinas;
- Nenhuma influência sobre as condições de operação do sistema, mesma relevância dos 3 itens anteriores;
- Ativação total e atividade da mesma consideravelmente mais baixas que as obtidas pelo método de Ativação por Fluxo de Nêutrons;
- Barata e rápida, se comparada aos métodos convencionais.

Como mencionado anteriormente há grande variedade de reações possíveis para a ativação da fonte/alvo, inclusive para o mesmo tipo de núcleo alvo, o que nos possibilita a aferição simultânea do desgaste em múltiplas peças do mesmo sistema, como apontado acima. A Figura 2.3 mostra tais possibilidades de ativação, estando já destacada a principal reação de interesse neste trabalho.

Al	$^{27}\text{Al}(d,x)^{24}\text{Na}$	Fe	$\text{natFe}(d,x)^{57}\text{Co}$	Zn	$\text{natZn}(p,x)^{65}\text{Zn}$
	$^{27}\text{Al}(^3\text{He},x)^{22}\text{Na}$		$\text{natFe}(p,x)^{56}\text{Co}$		$\text{natZn}(d,x)^{65}\text{Zn}$
Ti	$\text{natTi}(p,x)^{48}\text{V}$		$\text{natFe}(\alpha,x)^{58}\text{Co}$	Y	$^{89}\text{Y}(p,2n)^{88}\text{Zr}$
	$\text{natTi}(d,x)^{48}\text{V}$	Ni	$\text{natNi}(p,x)^{57}\text{Ni}$	Zr	$\text{natZr}(d,x)^{92\text{m}}\text{Nb}$
	$\text{natTi}(^3\text{He},x)^{48}\text{V}$		$\text{natNi}(d,x)^{56}\text{Co}$		$\text{natZr}(p,x)^{92\text{m}}\text{Nb}$
	$\text{natTi}(\alpha,x)^{51}\text{Cr}$	Co	$^{59}\text{Co}(d,x)^{60}\text{Co}$	Nb	$^{93}\text{Nb}(p,x)^{92\text{m}}\text{Nb}$
V	$\text{natV}(p,x)^{51}\text{Cr}$		$^{59}\text{Co}(p,x)^{58}\text{Co}$		$^{93}\text{Nb}(d,x)^{92\text{m}}\text{Nb}$
	$\text{natV}(d,x)^{51}\text{Cr}$	Cu	$\text{natCu}(p,x)^{65}\text{Zn}$	Mo	$\text{natMo}(p,x)^{96}\text{Tc}$
Cr	$\text{natCr}(p,x)^{52}\text{Mn}$		$\text{natCu}(d,x)^{65}\text{Zn}$		$\text{natMo}(d,x)^{96}\text{Tc}$
	$\text{natCr}(d,x)^{51}\text{Cr}$		$\text{natCu}(\alpha,x)^{65}\text{Zn}$	Rh	$^{103}\text{Rh}(p,n)^{103}\text{Pd}$
Mn	$^{55}\text{Mn}(p,x)^{54}\text{Mn}$		$\text{natCu}(\alpha,x)^{67}\text{Ga}$	Pd	$\text{natPd}(d,x)^{110\text{m}}\text{Ag}$

Figura 2.3: Possíveis reações de ativação via *TLA*. [22]

A reação com maior probabilidade de ser utilizada neste trabalho é a $\text{natFe}(p,x)^{56}\text{Co}$, por ser de fácil obtenção, utilizando de um feixe de prótons e por ser utilizada sobre ferro, um elemento amplamente utilizado nos maquinários com os quais devemos trabalhar. Além dessa, podemos utilizar também a reação $\text{natFe}(d,x)^{57}\text{Co}$ pelos mesmos motivos, requerendo apenas a troca para um feixe de dêutrons. A utilidade do uso destas duas reações em um mesmo estudo é a diferença de linhas de emissão (847keV e 122keV) e meias vidas (77 e 272 dias, respectivamente), possibilitando estudos mais curtos onde a atividade da fonte deve se tornar desprezível dentro de um curto prazo ou análises por anos, utilizando a segunda reação, caso sejam permitidos níveis mais altos de ativação.

O funcionamento básico da *TLA* é explicado através da consideração do caminho médio da partícula utilizada no feixe no meio onde a mesma irá incidir, ou seja, a superfície do alvo. As variáveis a se considerar são a energia de incidência do feixe, a partícula a ser utilizada (próton ou dêuteron, por exemplo), a composição química do alvo e sua densidade, entre outros fatores menos influentes. Na seção seguinte, temos uma descrição de como utilizar tais parâmetros para conseguir a ativação constante desejada.

2.3.1 Metodologia para Obtenção da Ativação Uniforme

Aqui, tomaremos o aço como o principal material de estudo, sendo ele composto quase que totalmente de ferro, e tomando um feixe de prótons como o utilizado, temos a seguinte reação: $\text{natFe}(p,x)^{56}\text{Co}$. O estudo da Ativação de Camada Fina é, primordialmente, um estudo do livre caminho médio das partículas do feixe incidente no material alvo. Assim, há uma profundidade preferencial para a captura do próton pelos núcleos de ^{56}Fe . Consequentemente, uma determinada região, ou profundidade, do alvo terá uma densidade de isótopos ^{56}Co maior do que as outras. A Figura

2.4 conta com dados de diversas fontes sobre a relação entre a seção de choque e a energia do feixe para esta reação.

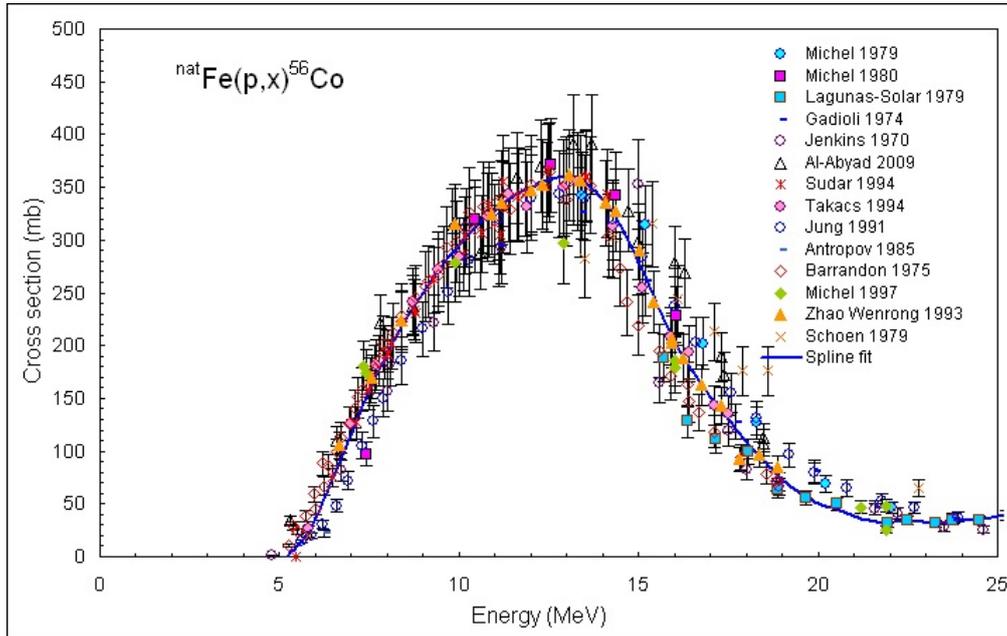


Figura 2.4: Seção de choque (mb) X Energia (MeV) para prótons em ^{56}Fe . [23]

O problema dessa inconstância na densidade de ativação é a necessidade do experimento em se obter a homogeneidade (ou o mais próximo disso) da ativação dos núcleos de ^{56}Fe , pois a queda na taxa de emissão gama deve ser diretamente proporcional à quantidade de material, ou profundidade, desbastada.

Em um cenário ideal, nossa peça de aço ativado (fonte) possui densidade de isótopos ^{56}Co constante de sua face até uma determinada profundidade. Assim, quando houver um desbaste de $10\mu\text{m}$ o decréscimo da taxa de emissão gama será metade do resultante de um desbaste de $20\mu\text{m}$.

Caso isso não aconteça, nossos resultados finais, ou seja, quantos microns foram desbastados da peça de aço ou qual foi a taxa de desgaste ocorrida em um intervalo de tempo, serão sempre defasados ou terão maiores incertezas pela necessidade de correções analíticas baseadas na estatística do caminho médio dos prótons no material da peça.

Para solucionar este problema, podemos observar na Figura 2.4 um platô para a seção de choque em torno de 13 MeV. Também utilizamos o fato de que a energia da partícula incidente em um meio é reduzida à medida que ela atravessa este meio. Assim, conforme os prótons incidentes alcançam maiores profundidades, eles terão menor energia e conseqüentemente, a sua chance de produzir a ativação desejada também é alterada (seguindo a curva fornecida na Figura 2.4).

Portanto, devemos incidir prótons com energia equivalente ao fim do platô, pois estes terão suas energias reduzidas, mas pelo fato desta faixa de energia possuir

uma seção de choque aproximadamente constantes para valores levemente abaixo de $13,3\text{MeV}$ (valor obtido através da ferramenta TLA2017 disponível em [24]), para o exemplo utilizado nesta seção, os prótons não absorvidos continuarão com uma probabilidade de absorção equivalente, e o mesmo acontecerá até que a energia média dos prótons em uma determinada profundidade alcance o início do platô.

A Figura 2.5, também produzida pela ferramenta TLA2017, faz a representação gráfica deste resultado, no caso específico da reação $^{nat}\text{Fe}(p, x)^{56}\text{Co}$ para aço 1010 com parâmetros compatíveis com o CV-28 (descrito à frente). O resultado é uma ativação aproximadamente constantes (com coeficiente angular $a=-0,001440$) com uma profundidade de aproximadamente $50\ \mu\text{m}$ com atividade específica de $13\ \text{kBq}/\mu\text{m}$, sendo a atividade total da peça igual a $3\ \text{MBq}$. Aqui vale ressaltar que estes dados são asserções preliminares de um cenário específico, o cenário final ainda pode ser alterado, mas seguirá o mesmo padrão de metodologia.

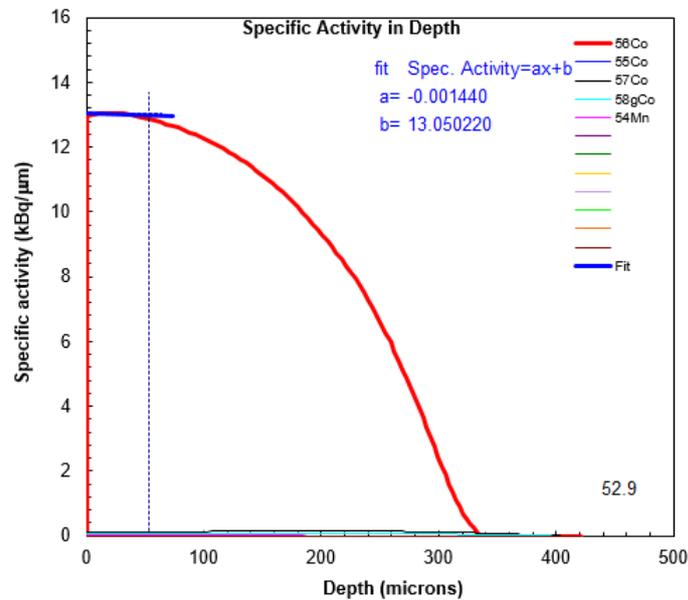


Figura 2.5: Atividade específica por profundidade. [24]

Uma informação de suma importância aqui é que o mencionado CV-28 não produz feixes de próton de $13,3\text{MeV}$, mas sim de 24MeV , sendo assim, a redução desta energia para os valores desejados será feita durante a execução da ativação e será colocada com uma das partes da metodologia deste trabalho, assim como análises sobre a efetividade da uniformidade da ativação resultante. Agora que temos o método para a produção de uma camada de ativação constante definido, podemos trabalhar sobre como medir o desgaste, ou taxa de desgaste a partir da variação da atividade registrada.

2.3.2 Métodos de Contagem

Para obtermos essa relação entre desgaste e atividade temos dois métodos distintos: a medição direta sobre a fonte, mais intuitiva acerca da explicação anterior da técnica, onde o detector é orientado para a fonte ativada e se mede o decréscimo da atividade, método chamado de *TLM* e; o segundo método, chamado de *CMM*, onde a contagem é feita sobre o acréscimo de atividade devido ao depósito de material desbastado em um ponto, normalmente um filtro.

A Figura 2.6 apresenta uma visualização de ambos os métodos.

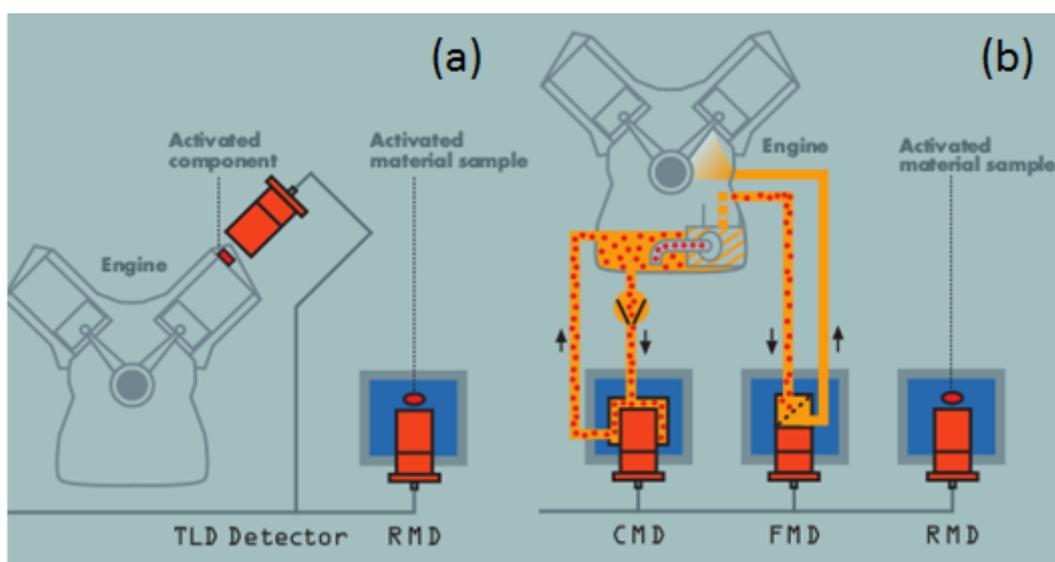


Figura 2.6: Visualização dos métodos *TLM* (a) e *CMM* (b). [25]

Inicialmente, utilizaremos o *TLM* como método primário, mas a utilização do *CMM* é uma possibilidade, sendo ela dependente da existência de um ponto onde o material desbastado seja depositado de forma confiável.

2.4 Monte Carlo *N-Particle* (MCNP)

Neste trabalho, o principal intuito do uso do *MCNP* é o de poupar tempo e recursos nas análises, em especial quando a aplicação da técnica é feita sobre algum sistema que incorre em prejuízos caso o mesmo seja desativado temporariamente.

Inicialmente, iremos utilizar a técnica em um equipamento das instalações do IEN, mas o objetivo é a extensão da mesma para sistemas de segurança similares aos encontrados em plantas nucleares. Logo, há uma grande vantagem em interferir em tais sistemas tão pouco quanto possível (o que inclusive, é uma das vantagens da *TLM* sobre outros métodos de tribologia, como visto anteriormente). Para isso, trabalhar com simulações que determinem qual exatamente deve ser o nível de ativação antes

mesmo de realizar a mesma, propiciando apenas uma desmontagem do sistema ao invés de diversas, é um grande ganho.

Para realizar tais simulações utilizaremos o *MCNP*, que é uma ferramenta computacional que usa o Método de Monte Carlo para simular interações nucleares em um dado cenário. Dentro do ambiente computacional, é possível simular interações entre estruturas tão complexas como o próprio corpo humano ou núcleos de reatores com diversas partículas, elétrons, prótons, fótons, etc. As interações são simuladas uma por uma e a precisão aumenta de acordo com o número de interações requeridos. Assim, o número de interações, o ambiente/sistema simulado, quais partículas serão analisadas e quais tipos de resultados são definidos pelo cartão de entrada, inserido pelo usuário [26]. Em nosso caso, utilizaremos a versão *MCNP-X* pela sua disponibilidade.

Este cartão de entrada consiste de um arquivo de texto onde são inseridas as informações referentes a: geometria, incluindo o cenário, aparatos, seus detectores, ar e materiais de tudo que for pertinente; informações da fonte, incluindo quais as partículas emitidas e simuladas; e quais tipos de resultados deverão ser obtidos no arquivo de saída.

Já nos arquivos de saída temos diversas opções. Porém, devido ao interesse específico em obter resultados acerca de dose efetiva e dimensionamentos dos sistemas de detecção, utilizaremos apenas duas das opções disponíveis:

- Distribuição de Altura de Pulso (DAP) utilizando a função F8, esta é aplicada à célula de NaI(Tl) de detector simulado no cenário, retornando a eficiência de absorção dos fótons (para o nosso caso), valor proporcional à eficiência real do detector, cabendo apenas uma pequena correção por conta da eficiência relacionada a fatores eletrônicos por exemplo; disto obtemos como resultado primário as Contagens Totais e Contagens por Segundo (CPS) multiplicando os resultados dos cartões F8 pelo número de eventos emitidos pela fonte, ou por sua taxa de emissão; e
- Dose efetiva, onde utilizamos a função F5 (detector pontual) e os cartões “*de*” e “*df*” para obter valores em "eficiência de dose", a qual multiplicamos novamente pela taxa de emissão da fonte para obter o resultado final em Dose Total ou Taxas de Dose.

Sobre este segundo fator, a dose, podemos dissertar um pouco mais sobre seu funcionamento. Os cartões “*de*” e “*df*” funcionam basicamente como funções peso sobre uma outra curva. De fato, este é exatamente o seu funcionamento, agindo sobre a curva de eficiência em um detector pontual, feito pela função F5, considerando os efeitos de dosimetria referentes a cada tipo de partícula em cada faixa de energia da

mesma sobre cada tipo de tecido do corpo humano [27]. Os valores dessas funções foram obtidos através de fundamentos teóricos e experimentais para refletir com maior precisão a dose que seria recebida por um ser humano no ponto analisado (no caso, utilizando a posição frontal, AP) [28]. Estes valores se encontram na Tabela 2.1.

Tabela 2.1: Cartões de e df referentes à dose de fótons em posição AP

Energia(MeV)	cte.($pSv.cm^2$)	Energia(MeV)	cte.($pSv.cm^2$)
0,01	0,0685	0,6	2,91
0,015	0,156	0,662	3,17
0,02	0,225	0,8	3,73
0,03	0,312	1,0	4,49
0,04	0,350	1,117	4,90
0,05	0,369	1,133	5,60
0,06	0,389	1,5	6,12
0,07	0,411	2	7,48
0,08	0,443	3,0	9,75
0,1	0,518	4,0	11,7
0,2	0,747	5,0	13,4
0,3	1,00	6,0	15,0
0,4	1,51	6,129	15,1
0,5	2,00	8,0	17,8
0,511	2,52	10,0	20,8

2.5 Cíclotron CV-28

Em nossos experimentos, teremos o CV-28 como o cíclotron gerador do feixe de partículas que irá gerar a ativação mencionada anteriormente. Este Cíclotron está localizado nas instalações do IEN e possui 7 possíveis linhas de produção de feixe; utilizaremos apenas uma delas. O cíclotron é capaz de produzir feixes de prótons de $24MeV$ e dêuterons de $14MeV$ [29].

Esta linha foi denominada Linha Multipropósito, porém inicialmente não possuía algumas das características necessárias para a ativação de alvos sólidos, os mesmos utilizados em nossos experimentos. Assim, teve início a área de pesquisa de Análise de Desgaste através da *TLA* em nossos laboratórios com a adequação desta linha aos propósitos da técnica.

Um trabalho anterior a este [30], foi realizado no IEN para o fim de adequação aos nossos propósitos. Claro, apesar de possuir um foco nesta área, a nova linha também abre possibilidades para outros experimentos. O trabalho, em suma, consistiu da construção de uma câmara de irradiação em uma das linhas do ciclotron CV-28. Nesta câmara, um feixe colimado de prótons ou dêuterons - de acordo com a necessidade - incide sobre um alvo sólido, fornecendo também um diagnóstico sobre o feixe resultante.

Capítulo 3

Metodologia e Materiais

Aqui, temos a descrição de todo o processo, assim como os materiais e equipamentos utilizados. Considerando os objetivos desta tese, temos que a metodologia se divide nas seguintes seções: Escolha do Aparato Alvo de Estudo; Desenho do Aparato no Ambiente do MCNP-X; Simulação da Dose Efetiva; Simulação da Eficiência de Contagem; Determinação dos Parâmetros de Ativação; Ativação da Fonte e; Validação Experimental das Simulações.

3.1 Escolha do Aparato Alvo de Estudo

A decisão de qual será nosso alvo de estudo, ou seja, qual equipamento será analisado no quesito desgaste é de suma importância, pois define alguns escopos de estudo, em especial suas dimensões e materiais. Estes dois fatores, por sua vez, afetarão o dimensionamento da ativação e qual, ou quais, partículas utilizaremos no feixe.

Como descrito na parte introdutória deste trabalho, estamos focando na aplicação em plantas nucleares, mais precisamente, em algum equipamento da área fria que seja relevante para a segurança da mesma. Alguns pontos importantes que devem ser atendidos pelo aparato escolhido são:

- Estar disponível em nossas instalações;
- Ser capaz de gerar desgaste em uma de suas peças de forma relevante durante a sua operação normal;
- Estar localizado em uma área onde o *background* possibilite o manuseio;
- Possuir materiais ativáveis usando a *TLA*, sendo ligas de aço preferíveis;
- Ter funcionamento análogo a outros sistemas/equipamentos instalados em plantas nucleares e;

- Não estar localizado em uma área com grande circulação.

3.2 Desenho do Aparato no Ambiente do MCNP-X

Com o aparato escolhido, pode-se iniciar a simulação do mesmo no ambiente *MCNP-X* para obter as desejadas estimativas de dose e eficiência de contagem. Porém, antes de iniciar tais simulações, é necessário criar a geometria a ser simulada, incluindo o aparato a ser analisado, os parâmetros da fonte (quais isótopos estão presentes, por exemplo), o ambiente em seu entorno e detectores, quando pertinente. O aparato escolhido deve ser desenhado para o ambiente *MCNP-X* visando a maior precisão possível, ainda mantendo um certo nível de eficiência, sendo alguns detalhes descartados por conta de suas influências irrelevantes para os valores de dose e eficiência.

Alguns detalhes, porém, são de suma importância por terem um efeito acentuado sobre a atenuação das radiações emitidas pela fonte. Destacam-se os materiais e suas densidades em cada parte do equipamento, e as dimensões e geometrias mais próximas à fonte ou que se interpõem entre esta e um possível operador do equipamento e/ou detector. Outro fator importante é a definição da fonte, a mesma será um pequeno volume destacado da peça que será ativada, tendo como resultado um pequeno cilindro com fração de *mm* de profundidade e em torno de $0,7mm$ de diâmetro, como descrito na seção referente à *TLA*. Tendo esses parâmetros a serem seguidos, o desenho do aparato e o cartão de entrada como um todo seguem o padrão do *MCNP-X*, descrito na seção referente a este programa.

Outro programa a ser ressaltado neste momento é o *VISED* [31]. Ele é uma ferramenta auxiliar do *MCNP* e trabalha principalmente na facilitação do desenho da geometria e a pré-visualização da mesma. Todas as imagens que contêm visualizações 2D e 3D das geometrias desenhadas contidas neste trabalho foram produzidas através deste programa.

3.3 Simulação de Dose Efetiva

Para a simulação de dose, deve-se determinar primeiro o tipo de fonte. Primariamente, utilizaremos apenas a reação $^{nat}Fe(p, x)^{56}Co$, para a qual temos suas emissões de gama características. Porém, por questão de simplicidade, estas linhas de raios-gama foram aglutinadas em um menor número, o que nos poupa tempo e permite a realização de testes em um número maior de cenários com maior precisão. Cabe ressaltar que os mesmos resultados obtidos para este modelo simplificado com

10 linhas de emissões foram feitos também para o conjunto completo de linhas de emissões, mas apenas para um cenário, a fim de atestar a influência desprezível dessa simplificação. A metodologia de escolha foi a aglutinação de linha próximas, respeitando alguns *breakpoints*, em especial os relacionados ao efeito de aniquilação.

Outro fator a ser considerado é a existência de outros isótopos provenientes da ativação da fonte. Isto é mitigado de algumas formas que serão descritas à frente e por este motivo, consideramos apenas as linhas de emissão do ^{56}Co . Porém, haverá uma verificação experimental da pureza isotópica da fonte pós ativação, caso seja necessário, outras linhas de emissão serão consideradas nas simulações de dose.

Na Tabela 3.1 constam os valores das energias das linhas de emissão aglutinadas e suas respectivas probabilidades de emissão.

Tabela 3.1: Linhas de emissão do ^{56}Co aglutinadas e suas respectivas probabilidades de emissão.

Gama (Kev)	Probabilidade
511	0,3921
847	0,999399
1037	0,1403
1175	0,02249
1238	0,6641
1360	0,0428
1771	0,1545
2025	0,10758
2598	0,1696
3242	0,12928

As simulações consistem da aplicação dos cartões “*de*” e “*df*” sobre o resultado de um detector pontual, fornecido pela função F5, localizado a 30cm e 100cm da face do aparato (estas distâncias foram determinadas de forma arbitrária para simular determinados regimes de trabalho, discutidos mais à frente). As simulações são repetidas para cada faixa de energia da Tabela 3.1, resultando em 10 eficiências de dose que, por sua vez são multiplicadas pelas probabilidades de emissão e por fim somadas para se obter uma eficiência de dose total.

Este valor que não oferece uma informação direta sobre a dose efetiva incidente

sobre o indivíduo exposto, deve ser multiplicado pelo número de desintegrações em uma hora pela fonte, obtendo assim uma dose efetiva total em pSv/h , um valor mais palpável e comumente oferecido pelos dosímetros adequados. Ainda assim, este valor pode ser analisado mais a fundo se trabalhado junto ao período de exposição do indivíduo do público e à legislação relevante para se obter análises mais completas.

Estes dois últimos processos serão descritos a fundo mais à frente. Ainda sobre esse ponto, uma importante informação que se pode obter com certa facilidade é um pequeno levantamento em forma de pesquisa com alguns funcionários envolvidos na manutenção e/ou operação de equipamentos de plantas nucleares. Estes resultados podem ser utilizados para as estimativas de tempo de exposição mencionados acima.

3.4 Simulação da Eficiência de Contagem

Aqui, utiliza-se a mesma geometria e desenho da seção referente à dose, com a adição dos detectores NaI(Tl). Além desta, a outra mudança crucial é a troca da função F5 pela F8, que é responsável por retornar a distribuição de altura de pulso nos detectores, e a retirada dos cartões “*de*” e “*df*”.

Aqui, cabem simulações sobre diversos cenários experimentais *in situ* que podem possuir, entre outras, as seguintes variabilidades:

- Uso de um ou dois detectores, correspondentes à *TLM* e à *CMM*, para cada parte ativada;
- Detectores de 2” ou 3” de NaI(Tl);
- Uso de colimações e diferentes dimensões para as mesmas, e;
- Diferentes posições e distâncias para os detectores.

Tais variabilidades devem refletir as condições do ambiente de análise, onde por exemplo, pode ser inviável a utilização de um detector de 3” pela falta de espaço físico, assim como de disponibilidade e efetividade financeira dos sistemas envolvidos.

Para a eficiência de contagem, estamos interessados apenas na linha de emissão principal, de $846,7keV$ para ^{56}Co e $122keV$ para ^{57}Co , sendo imperativo guardar as eficiências para estas energias, porém o uso de outras linhas de emissão pode ser útil para o caso onde haja isótopos com linhas próximas a estas. Correções referentes ao *background* serão feitas experimentalmente.

Assim como os resultados de dose efetiva, os obtidos nesta seção devem ser atrelados a uma determinada atividade da fonte ou número total de desintegrações em um dado período para assim obter a estatística de contagem simulada. Estes pontos serão discutidos mais a fundo na próxima seção.

3.5 Determinação dos Parâmetros de Ativação

Nesta seção determina-se o limite máximo e o mínimo de ativação da fonte para obedecer à legislação de proteção radiológica e, ao mesmo tempo, obter os resultados desejados no quesito estatística de contagem.

A dose efetiva determina o limite máximo da ativação efetiva da fonte, este limite está atrelado ao valor máximo legal de $1mSv/ano$ para indivíduos do público. A Equação 3.1 trás as variáveis envolvidas.

$$EffD * Prob * AtivT * Conv * horas = Dose \quad (3.1)$$

Nesta equação: $EffD$ é a eficiência dada pela função F5 e os cartões de e df ($pSv/eventos$); $Prob$ é a probabilidade de emissão de cada linha dentre as 10 linhas de emissão aglutinadas, como discutido anteriormente (adimensional); $AtivT$ é a atividade total da fonte (Bq); $Conv$ é um fator de conversão de segundos para horas ($3600s/h$); $horas$ é o número de horas de exposição anual de um determinado indivíduo naquela mesma posição e cenário (h/ano); por fim, $Dose$ é a dose efetiva anual (pSv/ano). Cabe lembrar que estes valores são obtidos para cada linha de emissão, ao final somam-se todas para a obtenção da dose efetiva por hora no indivíduo.

Sobre o número de horas que um determinado indivíduo será exposto a radiação naquele cenário por todo o ano adotamos dois cenários: o cenário extremo e mais irrealista, no qual o indivíduo passa $40h/semana$ exposto à radiação naquela mesma distância (seja $30cm$ ou $100cm$), refletindo um ponto de operação fixo de um dado indivíduo e; o segundo, onde este indivíduo permanece exposto por $5h/semana$, refletindo um possível regime de manutenção periódica no aparato ou seu perímetro. Ambos os regimes consideram 48 semanas de trabalho ao ano.

Reescrevendo a Equação 3.1, temos que o limite máximo da atividade total da fonte pode ser dado por:

$$AtivT < Dose/(EffD * Prob * Conv * horas) \quad (3.2)$$

Com relação ao limite mínimo de ativação da fonte, temos a função F8, referente à eficiência de contagem. Neste caso estamos interessados na atividade específica da fonte, referente a cada $1\mu m$ da face da fonte, pois deseja-se que a eficiência de contagem seja capaz de captar desgastes desta grandeza, sendo assim, considera-se esta atividade específica ($AtivE$) ao invés da atividade total ($AtivT$). Também, deve-se considerar previamente qual será o tempo plausível de contagem para cada experimento já que alguns equipamentos e ambientes de operação podem ser impróprios para contagens mais longas. Assim, tem-se a Equação 3.3.

$$Prob * EffC * AtivE * Dur = Cont \quad (3.3)$$

Nesta equação temos: $EffC$ é a eficiência de detecção do sistema de contagens (adimensional); $Prob$ é a probabilidade de emissão, neste caso considerando, primariamente, $847keV$ e $122keV$ para ^{56}Co e ^{57}Co , respectivamente (adimensional); $AtivE$ é a atividade específica da fonte, como discutido acima (Bq); Dur é a duração do experimento de acordo com as necessidades do cenário (s); por fim, $Cont$ é a contagem efetiva para um dado experimento e sua duração ($Eventos$).

Reescrevendo a Equação 3.3, temos que o limite mínimo da atividade específica da fonte pode ser dado por:

$$AtivE > Cont / (Prob * EffC * Dur) \quad (3.4)$$

Sendo assim, utiliza-se o valor máximo de dose efetiva ($Dose$) anual contido na legislação ($1mSv/ano$) e um limite mínimo para o número de contagens ($Cont$) de cada experimento de acordo com as necessidades estatísticas de cada cenário (por exemplo, 10000 contagens para uma incerteza estatística de 1%) para definir os limites máximo e mínimo da ativação da fonte antes da ativação propriamente dita e definir assim um valor seguro dentro desta faixa. Após definir este valor, utiliza-se a ferramenta TLA2017 para definir como esta fonte será ativada.

3.6 Ativação da Fonte

Neste ponto, têm-se definidos: o aparato a ser estudado e qual parte dele será ativada, portanto, sabe-se qual o material receberá o feixe de prótons, principalmente qual a densidade e composição química do mesmo; têm-se também, quais atividades total e específica da fonte devem-se obter para obedecer aos parâmetros de segurança e estatística. Sendo assim, basta definir quais serão os parâmetros do processo de ativação.

A definição dos parâmetros gerais do feixe de ativação são feitos dentro da ferramenta TLA2017. Os principais pontos são:

- Qual reação será utilizada;
- Tempo de irradiação;
- Corrente do feixe;
- Geometria de incidência;
- Energia de incidência na face do alvo;

- Composição química do alvo;
- Densidade do alvo (calculada automaticamente, porém pode ser alterada);
- Tempo de resfriamento da fonte após a ativação.

Inserindo estes parâmetros na ferramenta, ela fornece ambos os valores de ativação, total e específico. Como já se tem, neste ponto do trabalho, o alvo a ser ativado e a reação a ser utilizada, além dos fatores geométricos serem definidos pelo sistema de ativação já instalado, trabalha-se apenas com o tempo e a corrente de irradiação para se obter os valores desejados de ativação.

Para esta etapa, duas fontes foram ativadas, uma no nível de ativação descrito anteriormente e a outra com o dobro da atividade, tanto para fins de validação do método de ativação, como para abrir uma possibilidade de estudo mais prolongada e em outros termos.

Para a ativação em si, contamos com um pequeno aparato de alumínio que possibilitou a troca das fontes da primeira ativação para a segunda com facilidade e expondo o operador por um período tão curto quanto possível. Este aparato montado na linha multipropósito do Cíclotron CV-28 e as duas fontes constam na Figura 3.1.

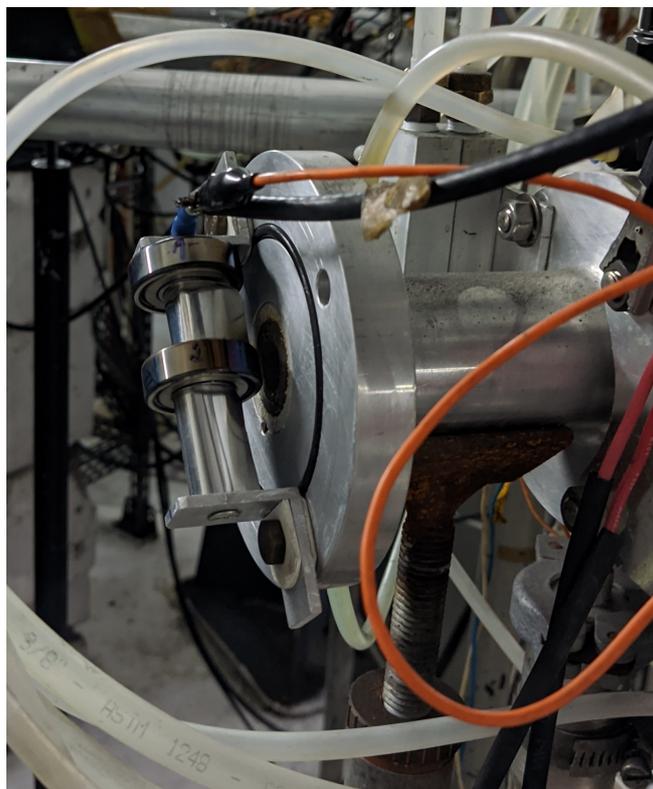


Figura 3.1: Fontes e aparato de ativação.

3.7 Validação Experimental das Simulações

Primeiramente, realizamos experimentos utilizando um detector HPGe de modelo DigiBASE a fim de verificar a pureza isotópica das fontes. Foram 3 experimentos com cada fonte e cada experimento foi realizado com 1200s de tempo vivo. A verificação em si vem da análise do gráfico da distribuição da altura de pulso, a existência de um pico de energia proveniente de um isótopo não previsto poderia indicar uma diferença entre a composição química da fonte pré ativação esperada e real. Com esta análise concluída podem-se iniciar os experimentos que atestam a precisão das simulações, assim como a ativação no nível esperado.

Durante a criação dos cenários de simulações das seções Simulação de Dose Efetiva e Simulação da Eficiência de Contagem foram criados cenários que refletiam os equipamentos e geometrias presentes em nossas instalações. Estes cenários foram simulados e testados contra os experimentos para a validação.

Para a dose, o aparato foi colocado sobre uma bancada de madeira e um detector de modelo PROBE 6150 AD-t foi posicionado a 30cm e 100cm da face do aparato até que obtivéssemos os valores aferidos da dose efetiva para ambas as distâncias. Nota-se, que neste caso, trabalhamos com a dose/hora apresentada pelo equipamento, ao invés de levarmos para a dose anual, como apresentado anteriormente.

Já para a eficiência de detecção, utilizamos um detector NaITl de 3" de modelo Ametek 12112/3, com contagens de 1800s de tempo vivo com a face do aparato a $9,5\text{cm}$ da face do detector. Foram obtidos dados sobre os picos de 847keV e 1238keV . Esta geometria é mostrada na Figura 3.2.



Figura 3.2: Geometria de contagem para o detector NaI(Tl).

Capítulo 4

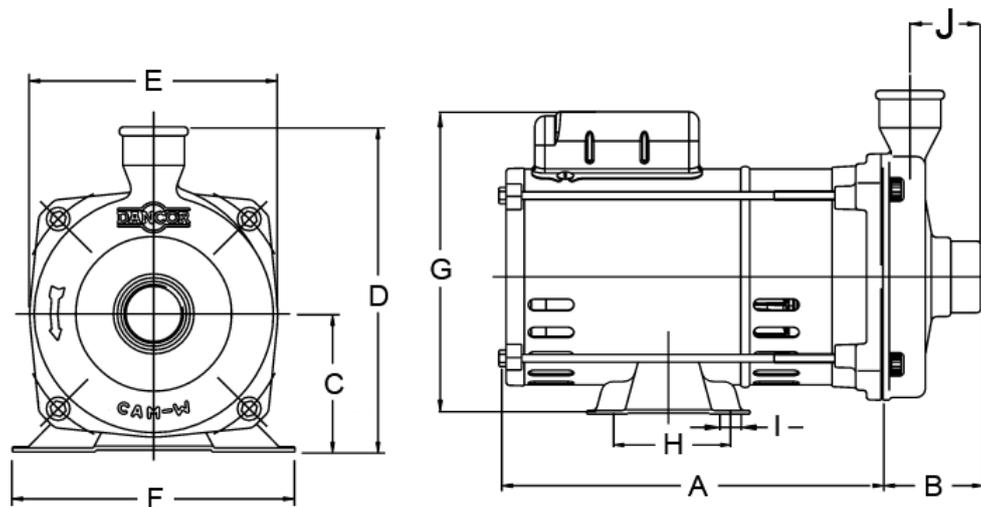
Resultados

Neste capítulo são apresentados os resultados referentes às metodologias contidas neste trabalho, refletindo cada seção do capítulo anterior. Aqui, pode-se notar também que tais resultados são pertinentes não só para os cenários e parâmetros específicos do alvo de estudo deste trabalho como também para extrapolações e aplicações em outros cenários, como o de principal interesse que é o da segurança de plantas nucleares do ponto de vista dos equipamentos de áreas frias. Essa possibilidade de extrapolação será ressaltada sempre que for relevante.

4.1 Escolha do Aparato Alvo de Estudo

O objeto de estudo, também referido como aparato e escolhido para atender aos fatores relacionados, é uma bomba hidráulica modelo Bomba Autoaspirante Multiuso CAM W-4C [32] e motor de modelo Voges Mod bsk63e2410. A Figura 4.1 apresenta um esquema simplificado e as dimensões da mesma, já a Figura 4.2 uma imagem de um modelo padrão.

Dados Dimensionais (mm)



MODELO	cv	Tubulação		A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	PESO (Kg)
		Suc (bsp)	Elev (bsp)											
CAM W4C	1/4M	1"	3/4"	186	55	76	170	137	156	173,5	69,8	8,7	40	6,1
	1/3M													6,1
	1/2M													6,4

Figura 4.1: Esquema simplificado da Bomba Autoaspirante Multiuso CAM W-4C. [32]



Figura 4.2: Imagem de um modelo padrão da Bomba Autoaspirante Multiuso CAM W-4C.

Entre as partes internas da bomba, qualquer peça que sofra algum tipo de atrito é uma candidata a ser ativada e ter o desgaste mensurado. Como dito antes, materiais ricos em ferro são preferenciais, por conta da facilidade de ativação com nossos recursos e também por possibilitar o uso de dêuterons. Sendo assim, a parte escolhida foi o rolamento dianteiro, pois apresentaria o maior desgaste mensurável dentro dessas características.

Este rolamento, por sua vez, segue os padrões definidos nas dimensões adequadas à bomba, com eixo externo de $32mm$ de diâmetro, eixo interno de $12mm$ de diâmetro e largura de $10mm$ e pode ser atendido por diversas marcas e até especificações internas diferentes, como nível de precisão ou proteções. O modelo utilizado aqui é o SNK 6201 ZZ VV DDU [33] por questões de disponibilidade.

4.2 Desenho do Aparato no Ambiente do MCNP-X

Pela escolha de trabalharmos com o rolamento dianteiro, temos que o entorno do mesmo foi priorizado em detrimento da parte posterior da bomba. Podemos também adiantar neste estágio a direção na qual as medições serão feitas, neste caso, serão laterais à bomba. Por este motivo, há um foco ainda maior nesta parte pois ela está localizada entre a fonte e as medições de dose e eficiência de contagem. Outros pequenos detalhes como os pés e os finos parafusos laterais foram ignorados pelos mesmos motivos.

A Figura 4.3 apresenta uma visão 2D das principais partes internas do desenho da bomba e a Figura 4.4 uma visualização 3D da mesma. Ambas contam com o detector NaITl 3" utilizado em etapas posteriores, para fins de referência. Porém, ele não é simulado durante as etapas de simulação de dose, apenas para eficiência de contagem.

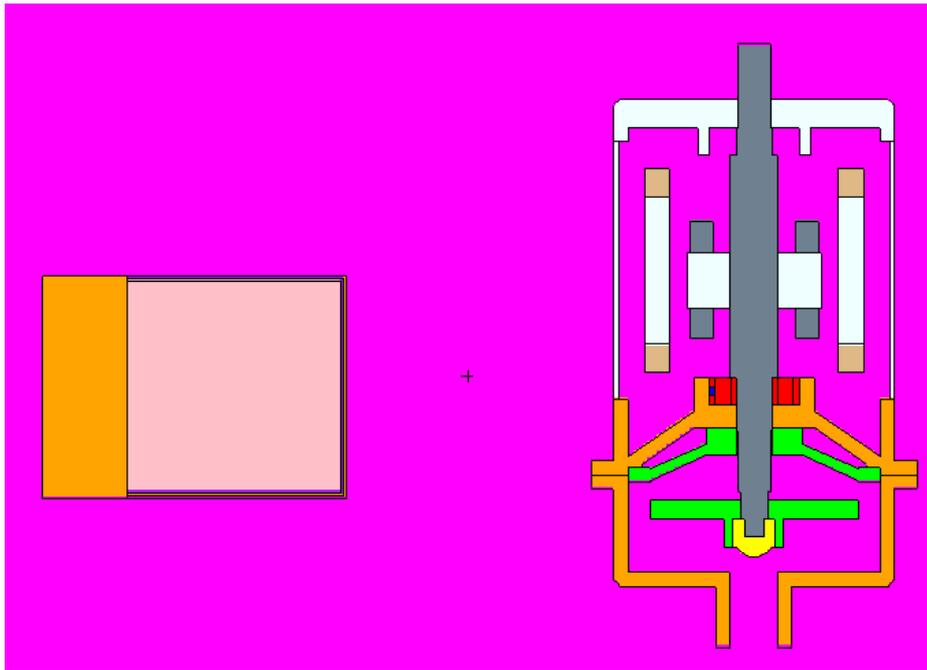


Figura 4.3: Desenho 2D da bomba no ambiente MCNP-X.

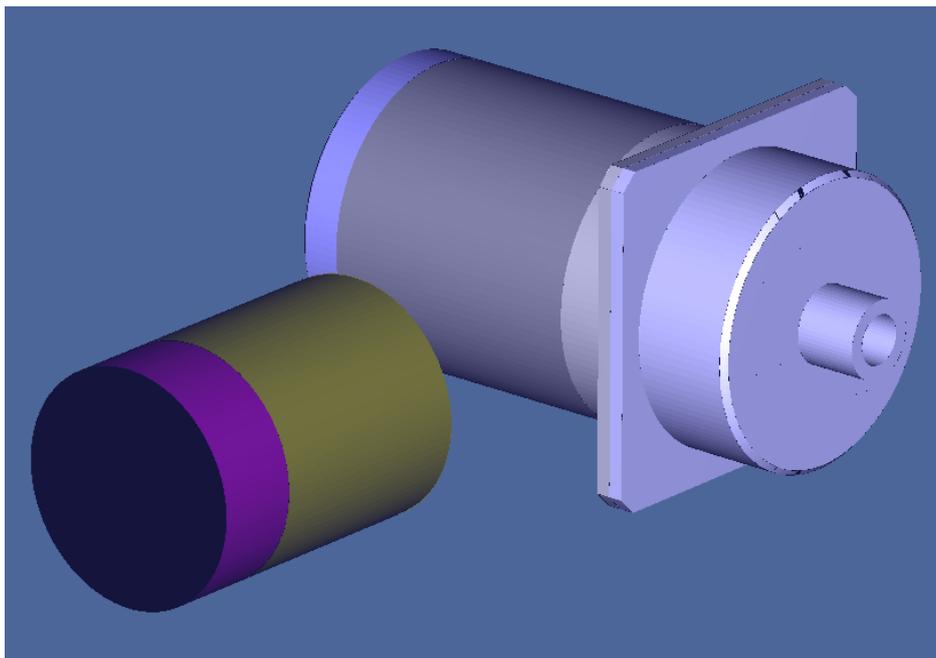


Figura 4.4: Desenho 3D da bomba no ambiente MCNP-X.

Os materiais de cada peça são de suma importância, tanto a composição química quanto a densidade, por conta da natureza da interação entre fótons e matéria. A Tabela 4.1 apresenta estes dados para o desenho completo.

Tabela 4.1: Materiais utilizados nas simulações

Material	Cor	Densidade (g/cm ³)	Elemento / Fração							
Ar	Rosa	0.0012	Carbono	Nitrogênio	Oxigênio	Argônio	-	-	-	
			0.000124	0.755268	0.231781	0.012827	-	-	-	
Aço Inoxidável	Amarelo	7.85	Ferro	Manganês	Carbono	Silício	Enxofre	Fósforo		
			0.692308	0.0178	0.000452	0.0032	0.00019	0.000397		
			Cromo	Níquel	Molibdênio	Nióbio	Cobre	Vanádio		
			0.1835	0.089	0.00456	0.000312	0.00768	0.0006		
Aço Rolamento	Vermelho	7.85	Ferro	Manganês	Carbono	Enxofre	Fósforo	Silício		
			0.81669	0.00399	0.00033	0.00018	0.00023	0.00512		
			Cromo	Molibdênio	-	-	-	-		
			0.16122	0.01225	-	-	-	-		
Fonte	Azul Escuro	7.85	Ferro	Manganês	Carbono	Enxofre	Fósforo	Silício		
			0.81269	0.00399	0.00033	0.00018	0.00023	0.00512		
			Cromo	Molibdênio	Cobalto	-	-	-		
			0.16122	0.01225	0.004	-	-	-		
Ferro fundido	Cinza Claro	7.55	Ferro	Silício	Manganês	Fósforo	Magnésio			
			0.9318	0.02802	0.0025	0.0001	0.0004			
Aço Carbono	Cinza Escuro	7.82	Ferro	Carbono	-	-	-			
			0.995000	0.005000	-	-	-			
Cobre	Marrom Claro	7.17	Cobre	-	-	-	-			
			1	-	-	-	-			
Alumínio	Laranja	2.69	Alumínio	Ferro	Silício	Cobre	-			
			0.994	0.003	0.002	0.001	-			
PVC	Verde	1.41	Cloro	Carbono	Hidrogênio	-	-			
			0.567257	0.384361	0.048382	-	-			
NaITl	Rosa Claro	3.67	Iodo	Sódio	Tálio	-	-			
			0.8449	0.1531	0.002	-	-			
MgO	Roxo	3.58	Magnésio	Oxigênio	-	-	-			
			0.603036	0.396964	-	-	-			

4.3 Simulação de Dose Efetiva

Aqui, temos os resultados referentes às simulações de dose efetiva. São dois conjuntos de dados, referentes às duas distâncias entre a face lateral da bomba e um possível indivíduo do público: 30cm e 100cm. Estes conjuntos por sua vez são compostos por 10 eficiências cada, uma para cada linha de emissão aglutinada. As Tabelas 4.2 e 4.3 contêm tais dados.

Tabela 4.2: Resultados de dose efetiva para as 10 linhas de emissão aglutinadas (30cm)

Gamma (Kev)	Probabilidade	Eficiência de dose
511	0,3921	1,85E-04
846	0,999399	2,84E-04
1037	0,1403	3,33E-04
1175	0,02249	3,65E-04
1238	0,6641	3,79E-04
1360	0,0428	4,06E-04
1771	0,1545	4,85E-04
2025	0,10758	5,32E-04
2598	0,1696	6,22E-04
3242	0,12928	7,15E-04

Tabela 4.3: Resultados de dose efetiva para as 10 linhas de emissão aglutinadas (100cm)

Gamma (Kev)	Probabilidade	Eficiência de dose
511	0,3921	1,94E-05
846	0,999399	3,03E-05
1037	0,1403	3,51E-05
1175	0,02249	3,86E-05
1238	0,6641	4,01E-05
1360	0,0428	4,29E-05
1771	0,1545	5,13E-05
2025	0,10758	5,63E-05
2598	0,1696	6,57E-05
3242	0,12928	7,56E-05

Fornecendo eficiências de dose total de $4,31^{-3}$ e $4,55^{-4}$ para 30cm e 100cm,

respectivamente. Cabe lembrar que essas eficiências de dose não oferecem uma informação completa da dose efetiva, ainda é necessário considerar a atividade da fonte e o tempo de exposição do indivíduo do público, resultados estes que serão expostos em uma seção posterior.

4.4 Simulação da Eficiência de Contagem

Como discutido anteriormente, os cenários simulados e analisados devem ser condizentes com as necessidades do equipamento a ser analisado, do ambiente onde isso ocorrerá e dos recursos disponíveis. Para o nosso caso específico, este cenário compreende apenas uma possibilidade a ser simulada nesta seção: um detector NaITl de 3" posicionado a 9,5cm da face da bomba. Isto ocorre pois não tivemos restrições de espaço físico e contávamos com disponibilidade em relação a este detector e geometria de contagem específicos.

Para este dado cenário, a eficiência de contagem foi de $3,73^{-3}$. Novamente, este valor por si só não fornece dados completos sobre a taxa de contagem ou os níveis estatísticos esperados para os experimentos, esta análise consta na próxima seção.

4.5 Determinação dos Parâmetros de Ativação

Aqui, partimos das seguintes considerações: dose máxima anual de $1mSv/ano$; duas jornadas de trabalho, tendo os tempos de exposição de $40h/semana$ e $5h/semana$, com 48 semanas ao ano; mínimo de $10000contagens$ por experimento (para alcançarmos 1% de incerteza estatística) e; experimentos de $1800s$ e $3600s$ de tempo vivo.

Como dito anteriormente, estes fatores (à exceção da dose máxima anual, dada pela legislação) foram definidos de acordo com um cenário específico pertinente às nossas instalações e podem ser modificados e extrapolados de acordo com a necessidade. Utilizando-se deste cenário e das Equações 3.2 e 3.4, temos na Tabela 4.4 as relações entre os limites mínimos e máximos de atividade total da fonte para incertezas da ordem de 1%.

A partir destas margens, definimos a atividade total desejada para a Fonte 1 como $600kBq$ (já contabilizando o tempo de resfriamento esperada para a fonte). Também é possível analisar a partir desses resultados que dois dos cenários cogitados são impossíveis, pois exigem uma ativação mínima superior ao valor da máxima. Isso poderia ser contornado com, por exemplo, um aumento da duração do experimento. Mas, também é possível que os cenários sejam bem mais restritivos, por exemplo, com uma distância fonte x detector consideravelmente maior. Esta análise sobre

Tabela 4.4: Limites de ativação total mínimos e máximos.

Distância	Duração	Tempo de Exposição	Atividade		Possível?
	Exp.		Mínima (kBq)	Máxima (kBq)	
30cm	1800s	5h/semana	350	1150	Sim
		40h/semana	350	144	Não
	3600s	5h/semana	175	1150	Sim
		40h/semana	175	144	Não
100cm	1800s	5h/semana	350	10820	Sim
		40h/semana	350	1350	Sim
	3600s	5h/semana	175	10820	Sim
		40h/semana	175	1350	Sim

quais cenários são possíveis e como adaptá-los de acordo com as necessidades dos experimentos é justamente um dos ganhos principais do uso das simulações.

Cabe ressaltar que utilizou-se a atividade total nesses limites, mesmo para o limite mínimo, que é definido pela estatística de detecção para apenas $1\mu\text{m}$ (atividade específica). Isto foi possível porque, como descrito anteriormente, há uma proporção linear entre a atividade total e a atividade específica da face da fonte - dado um padrão de ativação e composição da fonte - para este caso, essa relação é de $233,54x$ (obtida através da ferramenta TLA2017).

4.6 Ativação da Fonte

Duas fontes foram ativadas, as diferenças entre elas são o tempo de ativação e a data da mesma. Nas tabelas abaixo, a linha referente ao tempo de resfriamento se refere ao tempo entre a ativação da fonte e os experimentos da próxima seção. Como os experimentos foram realizados no mesmo dia para ambas as fontes e a Fonte 2 foi ativada alguns dias depois, ela possui um tempo de resfriamento menor. A Tabela 4.5 contém os parâmetros de ativação da Fonte 1, já a Tabela 4.6, da Fonte 2. A composição anterior à ativação é idêntica para as duas fontes e consta na Tabela 4.7.

Por conta de variações com relação ao tempo de resfriamento da fonte, temos que a atividade total da fonte, durante os experimentos a seguir, será feita com uma atividade real total de aproximadamente 609kBq . Com as simulações e a ativação realizadas, pode-se iniciar a validação confrontando os resultados obtidos em ambas as etapas.

Tabela 4.5: Parâmetros de ativação Fonte 1.

Fator	Valor
Reação	${}^{nat}Fe(p, x){}^{56}Co$
Tempo de irradiação (<i>min</i>)	16
Corrente (μA)	1,5
Fator Geométrico (<i>abs</i>)	1
Ângulo de Irradiação ($^{\circ}$)	90
Resfriamento (<i>dias</i>)	55
Energia do Feixe (<i>MeV</i>)	19,1

Tabela 4.6: Parâmetros de ativação Fonte 2.

Fator	Valor
Reação	${}^{nat}Fe(p, x){}^{56}Co$
Tempo de irradiação (<i>min</i>)	30
Corrente (μA)	1,5
Fator Geométrico (<i>abs</i>)	1
Ângulo de Irradiação ($^{\circ}$)	90
Resfriamento (<i>dias</i>)	51
Energia do Feixe (<i>MeV</i>)	19,1

Tabela 4.7: Composição do alvo ativado.

Elemento	Massa (%)
Fe	81,6686
Cr	16,1222
Mo	1,2249
Mn	0,399
Si	0,5123
P	0,0226
S	0,0175
C	0,0329

4.7 Validação Experimental das Simulações

Os primeiros resultados, sobre a pureza isotópica em relação à ativação esperada, podem ser constatados analisando as Figuras 4.5 e 4.6, o objetivo principal aqui é analisar a possível existência de isótopos não esperados que podem ter origem, entre outros fatores, em uma composição química não prevista da fonte antes da ativação.

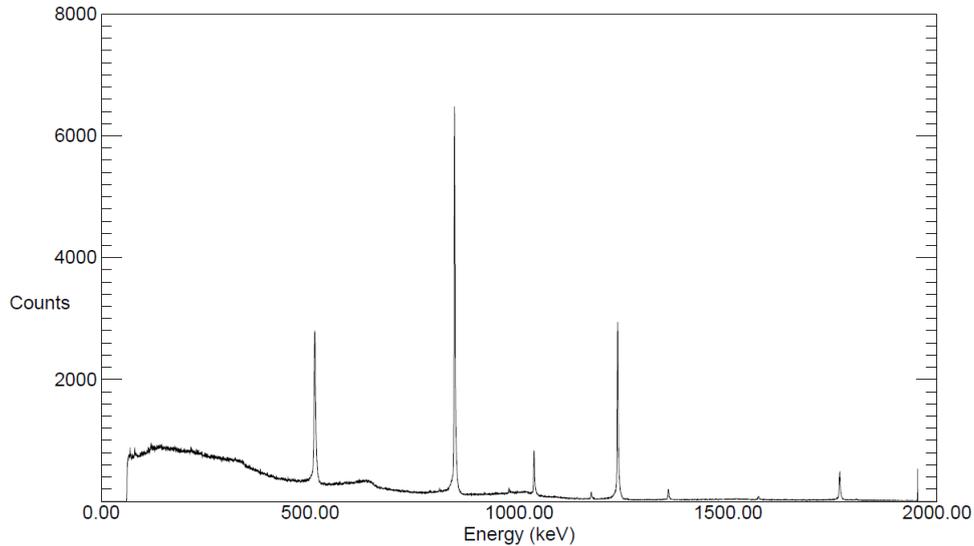


Figura 4.5: Gráfico distribuição altura de pulso da Fonte 1 no detector HPGe.

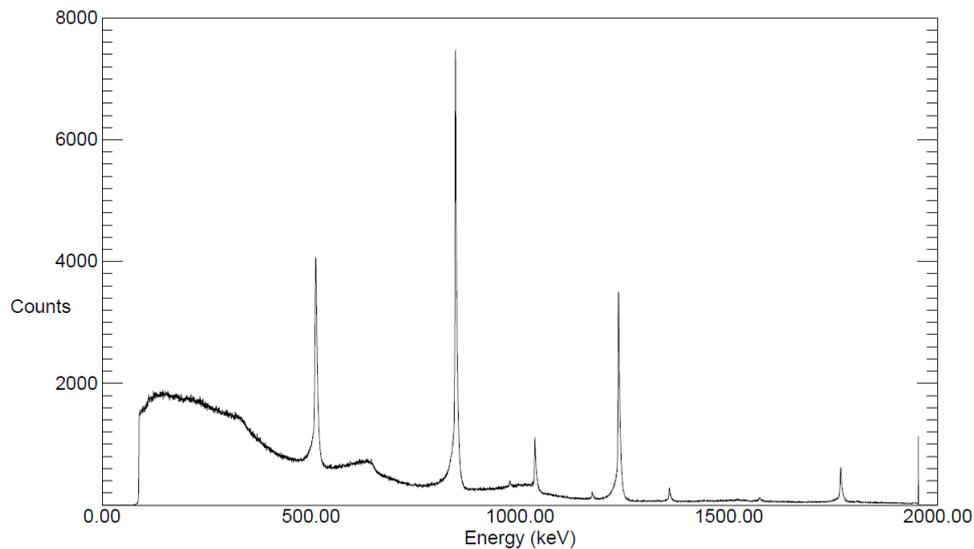


Figura 4.6: Gráfico distribuição altura de pulso da Fonte 2 no detector HPGe.

Destes gráficos, podemos determinar que as únicas linhas expressivas são as provenientes do Co^{56} : $847keV$, linha principal; $1238keV$, linha secundária; $1037keV$, $1771keV$ e $2034keV$, três linhas de baixa probabilidade; e a típica linha em $511keV$.

Isso nos mostra que não há uma contaminação expressiva que possa interferir com os resultados.

A Tabela 4.8 apresenta os resultados experimentais de dose, assim como uma comparação com os resultados obtidos nas simulações. Os valores experimentais já foram subtraídos do valor medido de background, que foi de $0,2\mu Sv/h$.

Tabela 4.8: Resultados de dose efetiva experimental e simulada

Distância (cm)	Dose experimental ($\mu Sv/h$)	Dose Simulada ($\mu Sv/h$)	Diferença (%)
30	2,1	2,21	5
100	0,5	0,23	-54

Desta tabela, é possível perceber que para a distância de $30cm$, que propicia valores mais palpáveis de dose efetiva, os resultados experimental e simulado são bem condizentes, apresentando uma diferença de apenas 5% entre si. Já para a distância de $100cm$, com valores bem menores, a diferença ficou mais expressiva. Esta diferença é, provavelmente, proveniente da existência de um background da mesma ordem de grandeza da própria medida, o que dificulta a obtenção de resultados confiáveis, tal cenário fica ainda mais complicado por conta do ambiente de medição, uma instalação nuclear com diversas fontes de background. Duas soluções possíveis, mesmo para tal cenário, é a realização de experimentos utilizando equipamentos mais sensíveis ou de forma mais extensiva.

Com relação à eficiência de detecção, temos na Tabela 4.9 a comparação entre os resultados experimentais (dois experimentos) e a simulação.

Tabela 4.9: Resultados de detecção de raios-gama, experimental e simulado

Experimental	Simulado	Diferença (%)
3733236 ± 4809	3674922	1,6
3726370 ± 4773		1,4

Nestes resultados, temos valores bem mais próximos. Lembrando que estes valores são para uma medição da atividade total da fonte, por este motivo ficaram expressivamente maiores que as desejadas $10000contagens$. Neste caso, também contamos com uma blindagem espessa em torno do detector, aliviando de forma considerável os efeitos de *background*. Mesmo considerando estes dois fatores, a proximidade dos valores experimentais com os simulados confirma a confiabilidade desta metodologia.

Capítulo 5

Conclusões

Ao final, tivemos a confirmação de que a metodologia apresentada aqui funciona e apresenta uma série de resultados que têm um alto potencial de poupar recursos na aplicação da *TLA* em cenários relevantes, calculando os parâmetros necessários para o experimento mesmo antes de qualquer interação com o ambiente, algo que é de suma importância para sistemas que não podem ser desligados sem consequências.

Sobre esta aplicabilidade num cenário mais amplo, por exemplo em sistemas de segurança de uma planta nuclear, todo o trabalho foi executado no cenário que temos em nossas instalações. Porém, todas as etapas foram construídas de tal forma que elas podem ser aplicadas com facilidade e o mesmo nível de confiabilidade para tais cenários, incluindo referências e menções nesse sentido, como os cenários a serem simulados e a extrapolação do aparato estudado (uma bomba hidráulica) possuir um funcionamento similar outros aparatos existentes e pertinentes para a segurança de plantas nucleares.

Sobre trabalhos futuros e complementares a este, temos a adequação da energia do feixe de ativação. Neste trabalho utilizamos o valor já existente na Linha Multipropósito, sem executar a redução da mesma para o valor recomendado para a *TLA*. Também por conta disso, a aplicação direta da *TLA*, obtendo resultados acerca do desgaste na peça analisada também não foi realizada. Estes dois pontos fogem do escopo do trabalho, que é a análise da viabilidade da aplicação da técnica, ao invés de aplicação propriamente dita, seriam uma boa complementação das validações, mas no momento ficam como ótimas propostas para trabalhos futuros.

Referências Bibliográficas

- [1] APPUNN, K. *The history behind Germany's nuclear phase-out*, 2018. Disponível em: <<https://www.cleanenergywire.org/factsheets/history-behind-germanys-nuclear-phase-out>>. Acesso em: 04 mar. 2021.
- [2] CHERSOLA, D., LOMONACO, G., MAROTTA, R. “The VHTR and GFR and their use in innovative symbiotic fuel cycles”, *Progress in Nuclear Energy*, v. 83, pp. 443–459, 2015.
- [3] KŘEPEL, J., HOMBOURGER, B., FIORINA, C., et al. “Fuel cycle advantages and dynamics features of liquid fueled MSR”, *Annals of Nuclear Energy*, v. 64, pp. 380–397, 2014.
- [4] MCCORMICK, N. “Changes in the nuclear power industry after TMI”, *Progress in Nuclear Energy*, v. 10, n. 3, pp. 245–248, 1982.
- [5] FORSBERG, C. W., WEINBERG, A. M. “Advanced reactors, passive safety, and acceptance of nuclear energy”, *Annual review of energy*, v. 15, n. 1, pp. 133–152, 1990.
- [6] THOMAS, S. “What will the Fukushima disaster change?” *Energy Policy*, v. 45, pp. 12–17, 2012.
- [7] KEPPLER, J. “How competitive is nuclear energy?” *Nuclear Energy Agency (NEA) News*, v. 28, 2010.
- [8] NOVAK, S., PODEST, M. “Nuclear power plant ageing and life extension: Safety aspects.” *IAEA Bulletin*, v. 29, n. 4, pp. 31–33, 1987.
- [9] ROTH, M. B., JARAMILLO, P. “Going nuclear for climate mitigation: An analysis of the cost effectiveness of preserving existing US nuclear power plants as a carbon avoidance strategy”, *Energy*, v. 131, pp. 67–77, 2017.
- [10] ENGLISH, E. *IAEA Data Animation: Nuclear Power Plant Life Extensions Enable Clean Energy Transition*, 2021. Disponível em: <<https://www.iaea.org/newscenter/news/>>

iaea-data-animation-nuclear-power-plant-life-extensions-enable-clean-energy
Acesso em: 10 mar. 2021.

- [11] TOTH, C. “Periodic safety reviews of nuclear power plants”, *INAC 2009*, 2009.
- [12] *Cost Drivers for the Assessment of Nuclear Power Plant Life Extension*. N. 1309, TECDOC Series. Vienna, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2002. ISBN: 92-0-114402-4. Disponível em: <<https://www.iaea.org/publications/6590/cost-drivers-for-the-assessment-of-nuclear-power-plant-life-extension>>. Acesso em: 17 mar. 2021.
- [13] “Autorização para Operação Permanente (AOP) da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto - Unidade 1 (CNAAA-1).” *Diário Oficial da República Federativa do Brasil*, 2019. RESOLUÇÃO N 258.
- [14] FAWAZ-HUBER, M. *Going Long Term: US Nuclear Power Plants Could Extend Operating Life to 80 Years*, 2021. Disponível em: <<https://www.iaea.org/newscenter/news/going-long-term-us-nuclear-power-plants-could-extend-operating-life-to-80>>. Acesso em: 10 mar. 2021.
- [15] *Plant Life Management Models for Long Term Operation of Nuclear Power Plants*. N. NP-T-3.18, Nuclear Energy Series. Vienna, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2015. ISBN: 978-92-0-103014-6. Disponível em: <<https://www.iaea.org/publications/10520/plant-life-management-models-for-long-term-operation-of-nuclear-power-plan>>. Acesso em: 29 mar. 2021.
- [16] KHALAQUZZAMAN, M., KANG, H. G., KIM, M. C., et al. “Quantification of unavailability caused by random failures and maintenance human errors in nuclear power plants”, *Nuclear engineering and design*, v. 240, n. 6, pp. 1606–1613, 2010.
- [17] RUSSELL, K. “Nucleation of voids in irradiated metals”, *Acta Metallurgica*, v. 19, n. 8, pp. 753–758, 1971.
- [18] RADI, P. A., SANTOS, L. V., BONETTI, L. F., et al. “Tribologia, Conceitos e Aplicações”, *Anais do XIII ENCITA, ITA*, 2007.
- [19] MORAES, M. *Desenvolvimento de Metodologias de Avaliação e Monitoramento do Desgaste no Par Tribológico Riser/Enrijecedor*. 143 f. Tese de Doutorado, Universidade Federal de Uberlândia, Uberlândia-MG, 2013.

- [20] SUMIYA, L. C. D. A. *Medidas de desgaste em aco inoxidavel AISI 316 por meio de ativacao superficial em ciclotron*. Tese de Doutorado, UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO, 2000.
- [21] DITRÓI, F., FEHSENFELD, P., KHANNA, A., et al. “The thin layer activation method and its applications in industry”, *IAEA TECDOC*, v. 924, 1997.
- [22] AIEA. *Reactions for Thin Layer Activation applications*, 2017. Disponível em: <<https://www-nds.iaea.org/tla/index.html>>. Acesso em: 30 jan. 2021.
- [23] AIEA. *Proton X Iron reaction’s cross section for energy range*, 2017. Disponível em: <<https://www-nds.iaea.org/tla/fep56co7.html>>. Acesso em: 30 jan. 2021.
- [24] AIEA. *Main page for TLA section in AIEA*, 2017. Disponível em: <<https://www-nds.iaea.org/tla/abouttla.html>>. Acesso em: 30 jan. 2021.
- [25] FEHSENFELD, P., KLEINRAHM, A., SCHWEICKERT, H. “Radionuclide technique in mechanical engineering in Germany”, *Journal of radioanalytical and nuclear chemistry*, v. 160, n. 1, pp. 141–151, 1992.
- [26] LANL. *Main page for MCNP-X*, 2016. Disponível em: <<https://mcnpx.lanl.gov/>>. Acesso em: 30 jan. 2021.
- [27] KAMIYA, K., OZASA, K., AKIBA, S., et al. “Long-term effects of radiation exposure on health”, *The lancet*, v. 386, n. 9992, pp. 469–478, 2015.
- [28] PETOUSSI-HENSS, N., BOLCH, W., ECKERMAN, K., et al. “Conversion coefficients for radiological protection quantities for external radiation exposures”, *Annals of the ICRP*, v. 40, n. 2-5, pp. 1–257, 2010.
- [29] FURLANETTO, J., FERREIRA, C., LIMA, J., et al. “Operation and maintenance of CV-28 cyclotron”, *Annual technical report - IEN*, 1983.
- [30] LEMOS, M. L. B. *Projeto e desenvolvimento de um sistema de irradiação multipropósito com diagnóstico de feixes para o acelerador de partículas ciclotron CV 28*. Tese de Mestrado, Instituto de Engenharia Nuclear, 2016.
- [31] SOFTWARE, S., CONSULTING. *VISED, The visual editor for MCNP*, 2022. Disponível em: <<http://www.mcnpvised.com/visualeditor/visualeditor.html>>. Acesso em: 24 mar. 2022.

- [32] DANCOR. *Bomba Autoaspirante Multiuso CAM W-4C*, 2022. Disponível em: <http://www.dancor.com.br/dancor-site-novo/public/uploads/produtos/centrifugas/cat{á}logos/cam-w4c-pbe_cat.pdf>. Acesso em: 20 mar. 2022.
- [33] SNK. *Catálogo de rolamentos SNK*, 2022. Disponível em: <[https://www.nsk.com.br/upload/file/Cat{á}logoGeralNSK\(1\).pdf](https://www.nsk.com.br/upload/file/Cat{á}logoGeralNSK(1).pdf)>. Acesso em: 20 mar. 2022.