



INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Autarquia Associada à Universidade de São Paulo

Plano preliminar de monitoramento radiológico em uma usina nuclear móvel

ROBERTO GAZOLA ORTIZ

**Dissertação apresentada como parte dos
requisitos para obtenção do Grau de
Mestre em Ciências na Área
de Tecnologia Nuclear - Aplicações**

Orientadora:

Profa. Dra. Linda V. E. Caldas

Coorientador:

Prof. Dr. Delvonei A. Andrade

**São Paulo
2022**

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Autarquia Associada à Universidade de São Paulo

**Plano preliminar de monitoramento radiológico em uma usina
nuclear móvel**

Versão Corrigida

Versão Original disponível no IPEN

ROBERTO GAZOLA ORTIZ

Dissertação apresentada como parte
dos requisitos para obtenção do Grau de
Mestre em Ciências na Área de
Tecnologia Nuclear - Aplicações

Orientadora:

Profa. Dra. Linda V. E. Caldas

Coorientador:

Prof. Dr. Delvonei A. Andrade

São Paulo
2022

Autorizo a reprodução e divulgação total ou parcial deste trabalho, para fins de estudo e pesquisa, desde que citada a fonte.

Como citar:

ORTIZ, R. G. ***Plano preliminar de monitoramento radiológico em uma usina nuclear móvel***. 2022. 101 f. Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear), Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, IPEN-CNEN, São Paulo. Disponível em: <<http://repositorio.ipen.br/>> (data de consulta no formato: dd/mm/aaaa)

Ficha catalográfica elaborada pelo Sistema de geração automática da Biblioteca IPEN,
com os dados fornecidos pelo(a) autor(a).

Ortiz, Roberto Gazola

Plano preliminar de monitoramento radiológico em uma usina nuclear móvel / Roberto Gazola Ortiz; orientadora Linda V. E. Caldas; coorientador Delvonei A. Andrade. -- São Paulo, 2022. 101 f.

Dissertação (Mestrado) - Programa de Pós-Graduação em Tecnologia Nuclear (Aplicações) -- Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo, 2022.

1. Usina Nuclear Móvel. 2. Proteção Radiológica. 3. Reator Naval. 4. Blindagem. I. V. E. Caldas, Linda, orient. II. A. Andrade, Delvonei, co-orient. III. Título.

FOLHA DE APROVAÇÃO

Autor: Roberto Gazola Ortiz

Título: Plano preliminar de monitoramento radiológico em uma usina nuclear móvel.

Dissertação apresentada ao Programa de Pós-Graduação em Tecnologia Nuclear da Universidade de São Paulo para obtenção do título de Mestre em Ciências.

Data: ____/____/____

Banca Examinadora

Prof. Dr.: _____

Instituição: _____ **Julgamento:** _____

Prof. Dr.: _____

Instituição: _____ **Julgamento:** _____

Prof. Dr.: _____

Instituição: _____ **Julgamento:** _____

Prof. Dr.: _____

Instituição: _____ **Julgamento:** _____

Prof. Dr.: _____

Instituição: _____ **Julgamento:** _____

DEDICATÓRIA

Dedico este trabalho à minha esposa Mariana e aos meus filhos Miguel, Inácio, Cecília, Catarina, Laura e todos àqueles que porventura Deus venha nos conceder.

AGRADECIMENTOS

Agradeço à Prof. Dra. Linda V. E. Caldas, minha orientadora, pela confiança, apoio e ensinamentos durante a confecção deste trabalho, suas orientações precisas, e seu exemplo de como exercer a pesquisa de forma intelectualmente honesta e simples foram fundamentais e permitiram que me aperfeiçoasse pessoal e profissionalmente.

Ao Prof. Dr. Delvonei A. Andrade, pela preocupação e apoio a mim depositado.

Ao Dr. Luciano Ondir Freire, pela ajuda intelectual em todos os momentos, esclarecendo de forma amistosa as metodologias adequadas, cálculos e conceitos sobre reatores de potência e blindagem; sempre desenvolvi uma grande admiração por sua conduta profissional, que após esse trabalho se mistura com o sentimento de gratidão e amizade.

Ao Prof. Dr. Gian Maria Sordi, pelos esclarecimentos e ensinamentos sobre proteção radiológica e blindagem, que me guiaram e ratificaram o estudo realizado, e também à sua esposa D. Sylvia que com muita alegria e carinho possibilitaram esses contatos.

Ao Dr. Lucio Pereira Neves, pelas correções e pertinentes sugestões sobre a metodologia, formatação e design das figuras do trabalho.

Ao Dr. Gregório Soares de Souza, pelas orientações iniciais e apoio para o prosseguimento do estudo.

Ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares IPEN-CNEN/USP, pela infraestrutura disponibilizada.

À secretaria de Pós-Graduação do IPEN, pelas orientações, disponibilidade e paciência na condução das matrículas neste período de estudo.

À Marinha do Brasil, pela formação recebida e autorização para realização deste trabalho.

O presente trabalho foi realizado com apoio da Coordenação de Aperfeiçoamento de Pessoal de Nível Superior - Brasil (CAPES) - Código de Financiamento 001.

RESUMO

ORTIZ, R. G. *Plano preliminar de monitoramento radiológico em uma usina nuclear móvel*. 2022. 101 f. Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear) - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN-CNEN/SP, São Paulo.

Desde 1950, cada vez mais estão sendo desenvolvidos meios navais que utilizam a propulsão e geração de energia por meio de um reator nuclear. Frutos de grandes vantagens em virtude da potência e segurança, não emitem gases do efeito estufa e também o seu custo de operação não oscila de acordo com o preço do barril de petróleo. No setor de Defesa, esses meios se tornam armas muito poderosas, com grandes capacidades bélicas e vantagens táticas, frutos da ampla possibilidade de geração de energia. Para fins pacíficos, como no caso deste estudo, reatores nucleares possibilitam que navios poluam menos, pois não irão consumir combustíveis fósseis, auxiliando na redução do efeito estufa. Esse trabalho teve como objetivo desenvolver um plano preliminar de monitoramento radiológico em uma usina nuclear móvel. Dessa forma, foi utilizada uma usina hipotética e foram realizados cálculos de blindagem sem a utilização de métodos computacionais, sugestões de controles de engenharia, e verificou-se que os resultados obtidos cumprem as normas nacionais e internacionais sobre a proteção radiológica da tripulação deste tipo de usina.

Palavras-chave: Usina Nuclear Móvel; Proteção Radiológica; Reator Naval; Blindagem.

ABSTRACT

ORTIZ, R. G. *Preliminary plan of radiological monitoring in a mobile nuclear power plant.* 2022. 101 f. Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear) - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN-CNEN/SP, São Paulo.

Since 1950, more and more vessels have been developed using a nuclear reactor to provide electricity and propulsion. These ships present great advantages due to power and safety, they do not produce greenhouse gases and their cost of operation is not influenced by the price of oil barrel. In the Defense sector, these vessels become powerful weapons, with great warlike and tactical capability, as a result of the wide possibility of energy generation. For peaceful purposes, as in this study, nuclear reactors make the vessels pollute less, because they do not use fossil fuels, reducing the greenhouse effect. The aim of this work was to develop a preliminary plan of radiological monitoring in a mobile nuclear power plant. Therefore, a hypothetical power plant was used, and the shielding calculations were carried out without the use of computational methods, suggestions for engineered controls, and it was verified that the results obtained comply with national and international standards on the radiological protection of the crew on this type of power plant.

Key words: Mobile Nuclear Power Plant; Radiological Protection; Naval Reactor; Shielding.

LISTA DE TABELAS

Página

Tabela 1 - Dados dos elementos da usina.....	44
Tabela 2 - Produção relativa de nêutrons	44
Tabela 3 - Produção de nêutrons em cada reação de fissão.....	45
Tabela 4 - Produção de fótons por fissão (ROCKWELL, 1956).....	46
Tabela 5 - Produção de nêutrons e fótons no núcleo do reator.....	48
Tabela 6 - Seções de choque microscópica e macroscópica do hidrogênio (^1H)	53
Tabela 7 - Fator de atenuação ($e^{-\Sigma x}$) do fluxo de nêutrons na água do moderador	53
Tabela 8 - Seções de choque microscópica e macroscópica do ferro (parede do reator)	54
Tabela 9 - Fator de atenuação ($e^{-\Sigma x}$) do fluxo de nêutrons na parede do reator	54
Tabela 10 - Seções de choque microscópica e macroscópica da água (blindagem).....	55
Tabela 11 - Fator de atenuação ($e^{-\Sigma x}$) do fluxo de nêutrons na água de blindagem.....	56
Tabela 12 - Coeficientes de atenuação mássico e linear da água (moderador)	57
Tabela 13 - Fator de atenuação ($e^{-\mu x}$) do fluxo de fótons da água (moderador)	58
Tabela 14 - Coeficientes de atenuação mássico e linear do ferro (parede do reator)	59
Tabela 15 - Fator de atenuação ($e^{-\mu x}$) do fluxo de fótons na parede do reator.....	60
Tabela 16 - Coeficientes de atenuação mássico e linear do chumbo (blindagem)	61
Tabela 17 - Fator de atenuação ($e^{-\mu x}$) do fluxo de fótons no chumbo da blindagem	62
Tabela 18 - Coeficientes de atenuação mássico e linear da água (blindagem).....	63
Tabela 19 - Fator de atenuação ($e^{-\mu x}$) do fluxo de fótons da água (blindagem).....	64
Tabela 20 - Nêutrons e fótons na saída do moderador	65
Tabela 21 - Nêutrons e fótons na saída da parede do reator	66
Tabela 22 - Nêutrons e fótons na saída da primeira faixa de blindagem de chumbo	67
Tabela 23 - Nêutrons e fótons na saída da primeira faixa de blindagem de água	68
Tabela 24 - Nêutrons e fótons na saída da segunda faixa de blindagem de chumbo	69
Tabela 25 - Nêutrons e fótons na saída da segunda faixa de blindagem de chumbo	70
Tabela 26 - Nêutrons e fótons na saída da terceira faixa de blindagem de chumbo	71
Tabela 27 - Fluxo de nêutrons e fótons na saída da blindagem.....	72
Tabela 28 - Taxas de dose efetiva na saída da blindagem.....	73
Tabela 29 - Seção de choque macroscópica do ODM.....	75

Tabela 30 - Coeficientes de atenuação mássico do hidrogênio (^1H), carbono e ODM e coeficiente de atenuação linear do ODM	76
Tabela 31 - Fator de atenuação do fluxo de nêutrons e fótons nos tanques de ODM	77
Tabela 32 - Fluxo de nêutrons e fótons na saída do tanque de ODM.....	78
Tabela 33 – Taxa de dose efetiva na saída do tanque de ODM.....	79
Tabela 34 - Taxa de dose efetiva após os elementos da blindagem	87
Tabela 35 - Taxa de dose efetiva para blindagem apenas de chumbo.....	89
Tabela 36 - Taxa de dose efetiva na saída do tanque de água	90
Tabela 37 – Doses efetivas após a blindagem	91
Tabela 38 - Sugestões de níveis de referência.....	92

LISTA DE FIGURAS

Figura 1 - NS Lenin (SCIENCEPHOTO, 2021)	15
Figura 2 - NS Savannah (SCIENCEPHOTO, 2021)	16
Figura 3 - NS Otto Hahn (PODER NAVAL, 2008).....	17
Figura 4 - NS Mutsu (JAIF, 2020)	17
Figura 5 - USS Nautilus (USS NAUTILUS, 2021).....	19
Figura 6 - SSN Leninsky Komsomol (RUSSIAN NAVY, 2011)	20
Figura 7 - NAe Charles de Gaulle (SAUNDERS, 2004)	20
Figura 8 - HMS Astute (ROYAL NAVY, 2021)	21
Figura 9 - INS Arihant (NEWSWEEK, 2018)	22
Figura 10 - SSBN Classe Jin (JANES, 2020).....	23
Figura 11 - Arranjo do Reator. Adaptado de (FREIRE, 2018, p. 117).....	39
Figura 12 - Arranjo da blindagem do núcleo do reator	40
Figura 13 - Visões lateral e superior do compartimento do reator. Adaptado de (FREIRE, 2018, p. 127). TC = Tanque de Compensação; Pz = Pressurizador; GV = Gerador de Vapor e MAB = Mecanismo de Acionamento de Barras	74
Figura 14 - Classificação das áreas de trabalho. Adaptado de (FREIRE, 2018, p. 127).....	83
Figura 15 - Localização de monitores de radiação externa. Adaptado de (FREIRE, 2018, p. 127). TC = Tanque de Compensação; Pz = Pressurizador e GV = Gerador de Vapor.....	84
Figura 16 - Localização dos monitores de contaminação do ar. Adaptado de (FREIRE, 2018, p. 127).....	84
Figura 17 - Localização do monitoramento referente à contaminação de pele e roupa. Adaptado de (FREIRE, 2018, p. 127)	85
Figura 18 - Produção de nêutrons e fótons no núcleo do reator	86
Figura 19 - Arranjo geral da usina nuclear móvel. Adaptado de (FREIRE, 2018, p. 127)	91

LISTA DE ABREVIATURAS E/OU SIGLAS

ALARA	As Low As Reasonably Achievable
CIPR	Comissão Internacional de Proteção Radiológica
CNEN	Comissão Nacional de Energia Nuclear
EPI	Equipamento de Proteção Individual
EUA	Estados Unidos da América
GKSS	Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt
GV	Gerador de Vapor
HMS	Her Majesty's Ship
INS	India Navy Submarine
IOE	Indivíduo Ocupacionalmente Exposto
MNF	Marine Nationale Française
MSC	Murmansk Shipping Company
NAe	Navio Aeródromo
ODM	Óleo Diesel Marítimo
OIEA	Organismo Internacional de Energia Atômica
ONU	Organização Geral das Nações Unidas
OPEP	Organização dos Países Exportadores de Petróleo
OTAN	Organização do Tratado do Atlântico Norte
PWR	Power Water Reactor
PLAN	People's Liberation Army Navy
RN	Royal Navy
RU	Reino Unido
SSN	Submersible Ship Nuclear-powered
UNM	Usinas Nucleares Móveis
URSS	União das Repúblicas Socialistas Soviéticas
USS	United State Ship
USN	United State Navy
WNA	World Nuclear Association

SUMÁRIO

1	INTRODUÇÃO	14
1.1	Contexto histórico	14
1.2	Usinas Nucleares Móveis	14
1.3	Navios mercantes com propulsão nuclear	14
1.3.1	NS Lenin.....	15
1.3.2	NS Savannah	16
1.3.3	NS Otto Hahn	16
1.3.4	NS Mutsu.....	17
1.4	Navios militares com propulsão nuclear	17
1.4.1	Marinha dos EUA.....	18
1.4.2	Marinha da URSS/Rússia	19
1.4.3	Marinha da França.....	20
1.4.4	Marinha do Reino Unido	20
1.4.5	Marinha da Índia	21
1.4.6	Marinha da China	22
1.5	Objetivos	23
1.6	Estrutura da dissertação	23
2	REVISÃO DA LITERATURA	25
2.1	A proteção radiológica	25
2.2	Histórico	25
2.3	Evolução do sistema de proteção radiológica	26
2.4	Monitoramento pessoal	31
2.4.1	Monitoramento do local de trabalho.....	32
2.4.1.1	Radiação externa	32
2.4.1.2	Contaminação de superfície	32
2.4.1.3	Contaminação do ar	33
2.4.2	Monitoramento individual	34
2.4.2.1	Radiação externa	34
2.4.2.2	Exposição interna	35
2.4.2.3	Contaminação de pele e roupa.....	36
2.4.3	Monitoramento especial (interventor)	37
2.5	Controles de engenharia	37

3	METODOLOGIA	39
3.1	Avaliação radiológica inicial.....	39
3.2	Análise no núcleo do reator	40
3.3	Análise da atenuação de fótons e nêutrons	41
3.4	Fótons produzidos pela captura de nêutrons.....	42
3.5	Plano de monitoramento radiológico.....	42
4	RESULTADOS	44
4.1	Produtos primários da fissão.....	44
4.2	Produtos secundários da fissão	48
4.3	Cálculo da atenuação	51
4.3.1	Atenuação de nêutrons	51
4.3.2	Atenuação de raios gama.....	56
4.3.3	Interação dos nêutrons e fótons	64
4.3.4	Cálculo do fluxo de nêutrons e fótons na periferia da blindagem.....	71
4.4	Cálculo da taxa de dose efetiva na periferia da blindagem	72
4.5	Cálculo da taxa de dose efetiva após tanque de combustível	73
4.6	Monitoramento do local de trabalho	79
4.6.1	Radiação externa	79
4.6.2	Contaminação de superfície	80
4.6.3	Contaminação do ar.....	80
4.7	Monitoramento individual.....	81
4.8	Monitoramento Especial (Interventor).....	82
4.9	Classificação das áreas de trabalho	83
4.10	Identificação dos instrumentos.....	83
4.10.1	Monitoramento do local de trabalho.....	83
4.10.2	Monitoramento Individual.....	85
5	DISCUSSÃO	86
5.1	Análise dos elementos de blindagem.....	87
5.2	Classificação das áreas de trabalho	91
5.3	Níveis de referência	92
6	CONCLUSÃO	93
	REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	94

1 INTRODUÇÃO

1.1 Contexto histórico

Com o término da Segunda Guerra Mundial tendo sido marcado com o lançamento de duas bombas atômicas nas cidades japonesas de Hiroshima e Nagasaki no ano de 1945, as quais foram o pivô da rendição japonesa (MAGNOLI, 2006, p. 417), todas as nações iniciaram uma busca tecnológica nos mesmos moldes das desenvolvidas pelos Estados Unidos da América (EUA) com o Projeto Manhattan.

Fruto dessas pesquisas pode-se destacar a criação de reatores nucleares de potência, tendo como seu primeiro projeto o desenvolvimento do United State Ship (USS) Nautilus em 1954 (JACKSON, 2000), um submarino da marinha americana dotado de propulsão nuclear por meio de um reator do tipo PWR, *Power Water Reactor*.

Neste mesmo ano, a União das Repúblicas Socialistas Soviéticas (URSS) inaugurou a primeira usina nuclear ligada à rede elétrica na cidade de Obnisk (WNA, 2020), e poucos anos mais tarde, em 1956, o Reino Unido (RU) deu início à primeira usina nuclear em escala comercial na cidade de Sellafield (BBC, 2005).

1.2 Usinas Nucleares Móveis

Apesar da história ter apresentado a existência de aeronaves como Convair X-6 e o Tu-95LAL (AIRWAY, 2016) dotadas de propulsão nuclear, estudos atuais desenvolverem projetos de usinas nucleares móveis terrestres, como por exemplo o Projeto Dilithium (ARMYTIMES, 2019); contudo, não se trata de projetos expressivos.

Na história, as usinas nucleares móveis que merecem destaque são as integrantes de sistemas de propulsão naval, sendo essas objeto deste estudo; portanto, toda vez que for usado o termo Usinas Nucleares Móveis (UNM) neste trabalho, trata-se das usinas nucleares como fontes de energia para meios navais com fins pacíficos.

1.3 Navios mercantes com propulsão nuclear

Conforme citado anteriormente, o contexto histórico do final da segunda guerra mundial e dos anos seguintes foi marcado pela utilização da energia nuclear; no entanto, sua utilização se limitava basicamente à atividade militar.

Contudo, poucos anos depois, essa tecnologia começou a ser vista pelos setores econômicos de cada país, guiados pela falta da necessidade de abastecimento de combustível ao longo das comissões, a alta dos preços do petróleo e as instabilidades políticas nos países membros da Organização dos Países Exportadores de Petróleo (OPEP) fizeram com que EUA, URSS, Alemanha e Japão iniciassem seus projetos.

1.3.1 NS Lenin

O NS Lenin, Figura 1, foi o primeiro navio polar (quebra-gelo) da URSS dotado de propulsão nuclear, lançado em 1959, e operado pela estatal Murmansk Shipping Company (MSC) para o Ministério dos Transportes. Não só foi o primeiro navio mercante nuclear da URSS, mas também o primeiro navio mercante nuclear do mundo.

No total, o governo Soviético/Russo construiu 9 navios mercantes com propulsão nuclear, sendo 8 navios polares e 1 navio porta-container, o NS Sevmorput.

Esta embarcação levava grande vantagem em relação aos demais navios de propulsão diesel, em virtude de sua grande potência e capacidade de operar durante longos períodos sem necessidade de ser reabastecido por combustível.

Ele operou durante 30 anos, sendo descomissionado no ano de 1989 após 11 recargas de seus elementos combustíveis, tendo sua operação sido considerada um sucesso, o que propiciou a construção de uma grande frota de navios mercantes nucleares (BUKHARIN, 2006).



Figura 1 - NS Lenin (SCIENCEPHOTO, 2021)

1.3.2 NS Savannah

O NS Savannah, Figura 2, foi um navio de carga e de passageiros com propulsão nuclear, concebido dentro do programa “Átomos pela Paz”, no ano de 1962, a pedido do então Presidente Eisenhower (FREIRE e DE ANDRADE, 2015). Não se tratava de um projeto para gerar lucro; seu objetivo era ser um laboratório de pesquisa para estudar a operação, o projeto e a tripulação de um navio nuclear (FREIRE, 2018, p. 31).

O reator do NS Savannah utilizava em seu elemento combustível urânio com baixo enriquecimento, o desempenho era superior à de uma planta convencional, tendo sido considerado um sucesso.

Em virtude de problemas econômicos, baixa confiabilidade dos sistemas e contendas salariais entre os Oficiais de convés e os condutores da planta nuclear, o NS Savannah foi retirado de operação em 1971, tendo sido considerado fundamental para aceitação pública da energia nuclear (FREIRE, 2018, p. 32).



Figura 2 - NS Savannah (SCIENCEPHOTO, 2021)

1.3.3 NS Otto Hahn

O NS Otto Hahn, Figura 3, foi um navio mineraleiro, com propulsão nuclear, solicitado pela empresa alemã Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt (GKSS) ao estaleiro “Kieler Howaldtswerke AG”, em 1962.

A propulsão nuclear do NS Otto Hahn perdurou por 10 anos, tendo navegado por 65.000 milhas náuticas; em 1979, a planta nuclear de propulsão foi substituída por motores diesel (FREIRE, 2018, p. 35).



Figura 3 - NS Otto Hahn (PODER NAVAL, 2008)

1.3.4 NS Mutsu

O NS Mutsu, Figura 4, foi um navio desenvolvido para atuar como navio de transporte de cargas especiais e de treinamento da tripulação, tendo sido solicitado pelo Instituto de Pesquisa em Energia Atômica do Japão em 1968 (NAKAO, 1992).

Entrou em operação em 1974, e durante os testes de mar houve vazamento de radiação através da blindagem. Esse fato resultou em uma grande resistência popular contra o projeto, tendo sido feitas modificações que foram concluídas somente em 1982.

Após a conclusão do reparo, o navio foi submetido a novos testes e foi descomissionado em 1992 (FREIRE, 2018, p. 39).



Figura 4 - NS Mutsu (JAIF, 2020)

1.4 Navios militares com propulsão nuclear

Apesar da existência de usinas nucleares móveis nos ambientes civis, conforme visto anteriormente, a esmagadora maioria foi construída para ser utilizada em um cenário bélico; tanto é verdade que a utilização da propulsão nuclear em submarinos hoje divide as Marinhas

de todo mundo entre aquelas que produzem e operam submarinos com propulsão nuclear e os que não operam. Nos próximos tópicos será abordada a utilização dessas usinas em cada país.

1.4.1 Marinha dos EUA

A United State Navy (USN) foi a precursora no que tange à utilização da energia nuclear como forma de propulsão, idealizado pela então Almirante Rickover; a primeira usina nuclear móvel, o Submersible Ship Nuclear-powered (SSN) 571 Nautilus, foi projetada e construída no ano de 1954 (JACKSON, 2000).

O USS Nautilus, Figura 5, era um submarino que utilizava a energia nuclear como fonte de energia para o seu sistema de propulsão, seu nome foi baseado no romance do famoso escritor francês Jules Gabriel Verne (1828-1905), “Vinte Mil Léguas Submarinas”.

No romance, o Capitão Nemo faz a façanha de cruzar o pólo sul com um veículo submersível chamado Nautilus. O USS Nautilus consegue lograr êxito no mesmo feito, contudo não no polo sul, pois se sabe que lá se encontra o continente Antártico, mas sim no polo norte, sob o comando do Capitão William R. Anderson (ANDERSON, 2008).

Esse marco teve uma grande importância histórica, tendo em vista que essa região era um território até então navegado apenas pela URSS; no contexto da guerra fria teve uma importância ainda maior.

Na Segunda Guerra Mundial, os submarinos tiveram uma importância marcante. As matilhas de submarinos alemães, comandadas pelo Almirante Karl Dönitz, causavam grandes preocupações; contudo, com o advento do equipamento Radar, a detecção à longa distância dificultava a aproximação dos U-boats alemães, que navegavam na superfície e somente quando estavam próximos ao ataque, iniciavam a imersão. A partir deste ponto, os U-boats passaram a ser perseguidos e não mais perseguir os aliados.

Sendo assim, possibilitar a permanência destes meios mergulhados era uma das grandes preocupações de todas as nações que os operavam. Neste contexto, a construção do SSN 571 Nautilus teve um valor simbólico muito grande como um meio de extrema dissuasão. A partir desta data, a Marinha dos EUA passou a construir apenas submarinos com propulsão nuclear e até 2014 já tinham sido construídos 203 unidades (MAIA, 2015, p. 2).

Outro meio de relevante importância na guerra naval é o Navio-Aeródromo, comumente chamado de Porta-aviões. Esses navios possuem uma grande capacidade bélica, possibilitando que os combates aéreos sejam mantidos em território inimigo; contudo, esses navios são dependentes de abastecimento, normalmente exercido por outro navio, um navio-tanque. A

saída de combate do navio-tanque ocasiona, quase que necessariamente, a retirada do Navio-Aeródromo do teatro de operações.

Portanto, logo após o lançamento do USS Nautilus, a Marinha dos EUA colocou em operação o USS Enterprise, no ano de 1960, sendo o primeiro Navio-Aeródromo com propulsão nuclear. Atualmente, a Marinha dos EUA dispõe de 11 unidades deste tipo de embarcação (USNAVY, 2021).



Figura 5 - USS Nautilus (USS NAUTILUS, 2021)

1.4.2 Marinha da URSS/Rússia

No ano de 1957, a Marinha da URSS comissionou seu primeiro submarino com propulsão nuclear, o *K-3 Leninsky Komsomol*, Figura 6; desde então, iniciou seu largo programa de desenvolvimento de usinas nucleares móveis, tendo construído até 2014 um total de 258 submarinos e 5 navios de superfície (MAIA, 2015, p. 68).

Esses navios de superfície são os cruzadores da classe *Kirov*, comissionados pela Marinha soviética a partir de 1980. Esses cruzadores eram dotados de grande poder de fogo e alta velocidade a fim de se contrapor a uma grande distância dos Navios-Aeródromos nucleares da USN (MAIA, 2015, p. 68).

O colapso da URSS e o fim da Guerra Fria resultaram em uma grave crise financeira, forçando a então formada Marinha Russa a reduzir drasticamente seu contingente militar e sua força de submarinos passando de 181 para 31 submarinos com propulsão nuclear (MAIA, 2015, p. 68).



Figura 6 - SSN Leninsky Komsomol (RUSSIAN NAVY, 2011)

1.4.3 Marinha da França

A primeira usina nuclear móvel construída pela Marine Nationale Française (MNF) foi um submarino lançador de mísseis balísticos chamado *Le Redoutable*, no ano de 1971. Desde então, a MNF já construiu 16 submarinos nucleares, tendo atualmente 11 unidades em funcionamento, sendo 7 submarinos nucleares de ataque e 4 submarinos nucleares lançadores de mísseis balísticos (MAIA, 2015, p. 56).

Outro dado importante nesse aspecto foi a construção do Navio-Aeródromo Nuclear *Charles de Gaulle*, Figura 7, que entrou em operação no ano de 2001 (SAUNDERS, 2004), sendo a França a segunda nação a ter um meio deste tipo. Somente os EUA e a França são capazes de construir e manter um Navio-Aeródromo com propulsão nuclear.



Figura 7 - NAe Charles de Gaulle (SAUNDERS, 2004)

1.4.4 Marinha do Reino Unido

Com o auxílio da USN, em 1963, o RU lançou a sua primeira usina nuclear móvel, o submarino nuclear de ataque *HMS Dreadnought*. A contribuição estadunidense para o *Dreadnought* foi projetar e construir o reator, até então tecnologia não adquirida pelos ingleses.

Somente 3 anos mais tarde a RN lança seu submarino totalmente britânico, o *HMS Valiant*, com pequenas mudanças do anterior (MAIA, 2015, p. 98).

A RN foi a única Marinha a efetivamente empregar submarinos nucleares de ataque em conflito, durante a Guerra das Falklands no ano de 1982. Com a chegada da esquadra britânica e com ela o *HMS Conqueror* (submarino nuclear inglês), a RN impôs uma zona de exclusão às ilhas Falklands (SOUZA, 2020).

A Marinha Argentina decidiu acionar duas unidades, de forma que elas surpreendessem a RN em duas frentes, uma pelo Porta-aviões *25 de Mayo* e outra composta pelo *Cruzador Belgrano*; o *HMS Conqueror* acompanhou o Belgrano por dois dias, e após esse período recebeu ordens de afundar o Cruzador (TIETZEN, 2014).

Após esse fato, a Marinha Argentina segurou seus navios no porto, limitando-se basicamente à guerra aérea, tendo sido nesta guerra que os submarinos dotados de propulsão nuclear se mostraram como uma arma extremamente eficiente em combate (SOUZA, 2020).

Atualmente a RN conta com 12 submarinos nucleares, estando prevista a construção de mais 2 submarinos nucleares de ataque da classe *Astute* até 2023 (ROYAL NAVY, 2021), Figura 8.



Figura 8 - HMS Astute (ROYAL NAVY, 2021)

1.4.5 Marinha da Índia

A partir do ano de 1998, a Marinha da Índia desenvolveu um projeto para construção de um submarino com propulsão nuclear, em parceria com o Centro de Pesquisas Atômicas Bhabha, *Bhabha Atomic Research Center*, e a Organização de Pesquisa e Desenvolvimento da

Defesa, *Defence Research and Development Organisation*, o projeto era até então chamado Navio de Tecnologia Avançada (NAVAL TECHNOLOGY, 2009).

Com o intuito de realizar treinamento das tripulações e aperfeiçoamento do projeto vigente, em 2012 a Marinha da Índia realizou um acordo com a Marinha Russa para o empréstimo na forma de leasing, por 10 anos, do submarino nuclear de ataque *K-152 Nerpa*, da classe *Akula*. Na Marinha da Índia ele foi rebatizado recebendo o nome de *INS Chakra* (BBC, 2012).

Em 2016, entrou em operação o *INS Arihant*, Figura 9, o primeiro submarino com propulsão nuclear projetado e construído pela Marinha da Índia; contudo, um incidente em 2017, no cais, fez com que o *INS Arihant* retornasse para o dique a fim de ser reparado e retornasse posteriormente para o serviço ativo (NEWSWEEK, 2018).



Figura 9 - INS Arihant (NEWSWEEK, 2018)

1.4.6 Marinha da China

A primeira UNM desenvolvida pela Marinha do Exército Popular de Libertação, *People's Liberation Army Navy* (PLAN), foi lançada em 1974 e incorporada a PLAN no ano seguinte. Trata-se de um submarino de ataque com propulsão nuclear do projeto 091, denominado pela OTAN, Organização do Tratado do Atlântico Norte, por submarino classe Han (SAUNDERS, 2004).

Em virtude da grande importância estratégica do mar do sul da China, a PLAN investiu recursos na sua frota de submarinos, sendo que em 2017 já dispunha de 4 submarinos lançadores de mísseis balísticos do projeto 094 (classe Jin) apresentado na Figura 10, 4 SSN do projeto 091 (classe Han), 2 SSN do projeto 093 (Shang-class) e 4 SSN do projeto 093A (classe Shang II) (MILITARY BALANCE BLOG, 2017).



Figura 10 - SSBN Classe Jin (JANES, 2020)

1.5 Objetivos

A finalidade deste trabalho é estabelecer um plano preliminar de monitoramento radiológico para avaliar doses recebidas pela tripulação, IOE, da usina nuclear móvel, para fins pacíficos, proposta por Freire (2018, p. 118).

Neste trabalho, o termo avaliar refere-se ao caráter preventivo da técnica de monitoramento, pois estes resultados foram obtidos sem a presença do IOE, com a finalidade de avaliar a dose que será recebida durante a operação da usina.

Para atingir o objetivo citado, há necessidade de se estabelecer os seguintes objetivos específicos:

- 1 - Realizar uma avaliação radiológica inicial, a fim de identificar as fontes de exposição e calcular a taxa de dose efetiva recebida pelos IOE em cada compartimento da usina;
- 2 - Estabelecer a classificação das áreas de trabalho;
- 3 - Verificar se os controles de engenharia são adequados;
- 4 - Calcular os limites anuais de dose efetiva;
- 5 - Comparar os limites anuais aos níveis de referência e limites autorizados;
- 6 - Desenvolver as funções e tipos de monitoramento; e
- 7 - Identificar os instrumentos detectores de radiação.

1.6 Estrutura da dissertação

Esta dissertação está dividida em 6 capítulos. O Capítulo 1 é a introdução, que é iniciada com um contexto histórico; posteriormente é explicado o objeto de estudo e uma citação

detalhada de todas as usinas nucleares móveis existentes; e por fim foi evidenciado o objetivo do trabalho, bem como os objetivos específicos necessários para sua conclusão.

No Capítulo 2 é realizada a revisão da literatura; inicialmente é apresentada a proteção radiológica nestes casos, e o que se propõe, e posteriormente um estudo detalhado das normas de monitoramento das principais entidades no assunto, tendo como foco os termos e as normas específicas para a usina em lide.

No Capítulo 3 é apresentada a metodologia utilizada para o cumprimento dos objetivos específicos.

No Capítulo 4 é realizada a avaliação radiológica inicial, com o desenvolvimento do cálculo da taxa de dose efetiva nos compartimentos da UNM.

No Capítulo 5 é elaborado uma análise dos elementos de blindagem, detalhando os resultados encontrados, bem como a explicação dos resultados inesperados. Neste capítulo também é realizada a verificação das taxas de dose efetiva em cada compartimento e uma avaliação dos níveis de referência adequados.

No Capítulo 6 é realizada uma conclusão.

Por fim são apresentadas as referências bibliográficas que sustentam o estudo realizado.

2 REVISÃO DA LITERATURA

2.1 A proteção radiológica

O termo proteção radiológica ou radioproteção resume-se a um conjunto de procedimentos que visa proteger as pessoas e seus descendentes de efeitos deletérios oriundos de atividades ligadas às radiações ionizantes.

A radiação nada mais é do que uma forma de energia; quando se especifica a radiação ionizante, trata-se da radiação que transforma átomos ou moléculas a adquirir cargas negativas ou positivas; as radiações ionizantes mais comumente conhecidas são as radiações alpha (α), beta (β), gama (γ), raios X e nêutrons (FLAKUS, 1981).

2.2 Histórico

Com a descoberta dos raios X, em 1895, por Röntgen, a radiatividade por Becquerel, em 1896, e posteriormente a capacidade de realizar uma medição dessas radiações desenvolvidas pelo casal Curie em 1898, surgiu um amplo debate na comunidade científica, principalmente porque, em 1896, Daniel descreveu reações graves na pele que ocorreram após uma exposição prolongada de raios X (FLAKUS, 1981).

Com o passar dos anos, novos casos corroboraram com as reações descritas por Daniel; em 1901 Becquerel descobriu uma vermelhidão na pele, embaixo de seu casaco onde ele tinha colocado uma fonte de radiação; tempos depois, Pierre Curie submeteu intencionalmente uma parte de seu braço a uma fonte de radiação por 10 horas, que resultou em um hematoma na pele que demorou 4 meses para ser curado (FLAKUS, 1981).

Esses fatos culminaram, em 1928, na criação do Comitê Internacional de Proteção aos raios X e rádio, International X-ray and Radium Protection Commission. Em 1950, cinco anos após o lançamento das bombas atômicas nas cidades japonesas de Hiroshima e Nagasaki, com o contexto da corrida armamentista durante a Guerra Fria entre os EUA e a URSS, este foi reestruturado recebendo o nome de Comissão Internacional de Proteção Radiológica (CIPR) (ICRP, 1958, p. 3). Esta Comissão tem como objetivo promover a ciência da proteção radiológica por meio de recomendações e orientações sobre todos os seus aspectos visando ao benefício público. Trata-se de um órgão consultivo, fornecendo parâmetros adequados para que os vários órgãos nacionais formulem suas leis e regulamentos específicos (ICRP, 2016, p. 1).

Neste período a energia nuclear trazia à tona uma nova modalidade de arma, as armas de destruição em massa, bem como o desenvolvimento de poderosos submarinos e navios com propulsão e armamento nuclear.

O clima de medo pairava no ambiente político, quando em 8 de dezembro de 1953 o então Presidente dos EUA Dwight D. Eisenhower fez um pronunciamento na Assembleia Geral da Organização das Nações Unidas (ONU) que ficou conhecido como o discurso “Átomos pela Paz” (IAEA, 1998).

Como consequência desse fato, em 1957, foi criado o Organismo Internacional de Energia Atômica (OIEA) (IAEA, 1998), com sede em Viena, capital da Áustria. Esse Organismo está vinculado à ONU com o objetivo de acelerar e ampliar a contribuição da energia nuclear para a paz e prosperidade no mundo. Essa assistência prestada, bem como seu controle e supervisão, não devem ser utilizadas para a promoção de quaisquer atividades com fins militares (IAEA, 1956).

No Brasil, no ano de 1956 foi criada a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), órgão responsável por regular as atividades nucleares no país, bem como desenvolver normas e pesquisas relativas às técnicas nucleares em benefício da sociedade e assessorar o poder executivo na política nacional de energia nuclear (CNEN, 2007).

Neste contexto histórico foram mapeados os principais órgãos responsáveis pela normatização e desenvolvimento da proteção radiológica nos âmbitos mundial e nacional, que serão utilizados para a revisão bibliográfica deste estudo.

2.3 Evolução do sistema de proteção radiológica

Conforme análises realizadas por Sordi (2009), o estudo da proteção radiológica obedece a uma filosofia, que é evidenciada por padrões estabelecidos, chamados por ele de paradigmas. Esses padrões iniciaram-se com a liberação da energia atômica para usos pacíficos, em 1955, com o surgimento do primeiro paradigma de proteção radiológica: o sistema de limitação de dose, evidenciado nas Publicação 1 (ICRP, 1958), Publicação 2 (ICRP, 1959), Publicação 9 (ICRP, 1965), *Safety Series n° 9* (IAEA, 1967) e Resolução CNEN 06/1973 (CNEN, 1973).

Este paradigma se baseia na adoção de limites de doses máximos permissíveis definidos para população como um todo, trabalhadores e indivíduos do público. Basicamente foram estabelecidos limites anuais para cada um dos grupos citados, tendo como medidas necessárias o monitoramento e a classificação das áreas de trabalho para o seu cumprimento.

O monitoramento dividia-se em duas partes, o monitoramento do local de trabalho, tendo um caráter preventivo, e o monitoramento individual, com caráter confirmatório. A classificação das áreas era dividida em área Livre e área Controlada, sendo área Livre uma área em que eram obedecidos os limites para indivíduos do público, não sendo necessária a presença de um Serviço de Proteção Radiológica; e a área Controlada aquela em que os valores de dose eram superiores aos limites estabelecidos aos indivíduos do público, sendo nesta área necessária a presença do Serviço de Proteção Radiológica.

Ao longo dos anos seguintes constatou-se uma série de fatos que indicavam a necessidade de uma reavaliação no sistema de limitação de dose, tendo em vista que foi observado que os efeitos biológicos até então considerados aleatórios, como câncer, obedeciam a um princípio probabilístico mensurável.

A conclusão à que se chegava nesta época era de que qualquer radiação ionizante é suficiente para danificar uma célula, ou seja, qualquer dose, por menor que seja, é prejudicial e deve ser evitada.

Neste contexto, a CIPR divulgou a Publicação 22 (ICRP, 1973) estabelecendo que a dose recebida pelo trabalhador deve ser mantida tão baixa quanto racionalmente exequível, termo conhecido como ALARA, em inglês, “*As Low As Reasonably Achievable*”.

Doravante ter-se-ia um novo padrão, ou seja, um novo paradigma, os limites anuais máximos admissíveis para um trabalhador e para o público. Nessa etapa foi eliminado o limite para a população como um todo e foram estabelecidos dois princípios: o da justificação e o da otimização.

O princípio da justificação estabelece que só é permitida a introdução de uma atividade para a qual o benefício recebido pela sociedade é superior ao prejuízo ocasionado pela radiação ionizante.

O princípio da otimização, também chamado ALARA, impõe um abaixamento contínuo das doses levando em conta fatores socioeconômicos, de forma que a proteção radiológica deve ser econômica e eficaz.

Para atender a essa nova demanda, foi necessária a adoção das seguintes diretrizes: o monitoramento, a classificação das áreas, a adoção de níveis de referência e a classificação dos trabalhadores.

Os monitoramentos do local de trabalho e o individual foram divididos em três funções: Controladora, Operacional e Especial (Interventora).

A função Controladora do local de trabalho avaliava a dose que era recebida pelos trabalhadores que permaneciam na área; no caso do monitoramento individual, estimava a dose recebida pelos trabalhadores.

A função Operacional do monitoramento procurava evitar, detectar e possibilitar as primeiras situações anormais de trabalho, podendo ser útil a utilização de dosímetros de aviso para o monitoramento individual.

O monitoramento com função Especial (Interventora) tem objetivos e prazos bem definidos, podendo ser utilizado em situação normal ou anormal de trabalho a fim de sanar um problema; uma vez sanada a situação, desaparece a função Interventora.

A classificação das áreas de trabalho teve uma mudança, a criação das áreas Supervisionadas, que deveriam ser áreas onde os valores da radiação são inferiores a 3/10 do limite anual máximo admissível (50 mSv) do trabalhador, em 2000 horas/ano. As áreas Controladas eram definidas como aquelas em que os níveis de radiação são superiores a 3/10 do limite anual máximo admissível (50 mSv) do trabalhador.

A utilização de níveis de Referência foi baseada em três: Nível de Registro, Nível de Investigação e Nível de Interferência.

O Nível de Registro é um nível em que a partir dele é necessário o registro da dose por parte do Serviço de Proteção Radiológica, por sugestão do OIEA e da CIPR, pode ser utilizado por 1/10 do limite anual máximo admissível (50 mSv).

O Nível de Investigação é aquele em que a partir deste valor há obrigatoriedade de uma investigação por parte do Sistema de Proteção Radiológica; por sugestão do OIEA e da CIPR pode ser utilizado o valor de 3/10 do limite anual máximo admissível (50 mSv) para o trabalhador.

O Nível de Interferência é o nível em que a partir dele é obrigatória a interrupção da atividade a fim de sanar falhas no sistema de proteção.

A classificação dos trabalhadores foi sugerida para trabalhadores que possam receber doses maiores que 3/10 do limite anual máximo admissível (50 mSv) em condições normais de trabalho, chamados de trabalhadores A, e para os outros trabalhadores cuja chance de receber essa dose era remota foram chamados trabalhadores B, sendo para esses desnecessário o monitoramento individual.

A adoção destas diretrizes gerou uma série de questões, fazendo-se necessária a revisão destes padrões. Enfim, ficaram estabelecidos quatro padrões fundamentais (SORDI, 2009), os quais permanecem vigentes até hoje:

- 1) Paradigma do Sistema de Limitação de Dose: Foi mantido com uma diferença: tendo em vista que todos os trabalhadores apresentavam doses anuais de corpo inteiro inferiores a 15 mSv, foi criado o limite anual máximo admissível médio, ou seja, ficou estabelecido que além do limite anual máximo admissível (50 mSv), também deveria ser obedecido um limite anual médio de 20 mSv, em um intervalo pré-estabelecido de 5 anos.
- 2) Paradigma de manter a proteção radiológica econômica e eficaz: Foi mantido o conceito ALARA, bem como os princípios da justificação e da otimização.
- 3) Paradigma da restrição de dose: Permite adotar limites diferenciados para as diferentes atividades humanas, por meio de um limite distinto conhecido como restrição de dose.
- 4) Paradigma da exposição potencial (ICRP, 1993): a exposição potencial é a exposição que pode ocorrer em um evento anormal, cuja ocorrência pode não ser garantida. Essas exposições possuem uma certa probabilidade de ocorrência, e a probabilidade de ocorrer um valor determinado da dose. Para essas exposições foi sugerido um limite anual de risco, e para diminuir a sua probabilidade e dose foram introduzidos princípios da justificação e da otimização.

Com o intuito de cumprir esses paradigmas foi necessário ampliar o número de diretrizes, para cinco e alterar alguns conceitos (SORDI, 2009):

- Monitoramento pessoal – Foi eliminado o monitoramento individual e do local de trabalho com função Controladora, passando a se chamar função de Rotina, tendo em vista que todos os trabalhadores em condições normais de trabalho já recebiam doses inferiores a 3/10 do limite anual máximo admissível (50 mSv).

A função Operacional passa a ser denominada de função Relacionada com a Tarefa e a função Especial (Interventora) não teve seu nome mudado (ICRP, 1997).

- Classificação das áreas de trabalho – Foi modificada a definição das áreas, porque na definição antiga não haveria nenhuma área Controlada, apenas Áreas Livres ou Supervisionadas.

A área Supervisionada passava a ser aquela que no caso de exposições potenciais, há unicamente a possibilidade de efeitos estocásticos. Por sua vez, a área Controlada passa a ser aquela em que no caso de exposições potenciais há possibilidade de efeitos em reações do tecido (ICRP, 2011), anteriormente chamados determinísticos.

O OIEA prefere manter a nomenclatura das áreas em função das exposições normais. Dessa forma, a área Supervisionada é aquela em que as condições de exposições laborais são mantidas sob inspeção. A área Controlada é aquela em que são exigidas medidas de proteção e fornecimento de segurança específicos para o controle das exposições normais ou medidas de prevenção do espalhamento de contaminação durante a atividade laboral, bem como prevenção e limitação de exposições potenciais.

- Níveis de Referência – São mantidos os níveis anteriores, tendo como única alteração a introdução do Nível de Investigação, que nada mais é do que um valor de dose, superior ao Nível de Registro, em que se faz necessário um processo de otimização;
- Restrição de Dose – É um valor de dose limite estabelecido para uma atividade específica de forma a acelerar a diminuição das doses nos estabelecimentos que desempenham essas atividades; e
- Exposição Potencial – Essa diretriz visa diminuir e, se possível, eliminar o detrimento causado pelas exposições potenciais, caso elas aconteçam.

2.4 Monitoramento pessoal

O monitoramento pode ser pessoal ou de área, além disso pode ser classificado pela função, como rotina, relacionado com a tarefa, ou especial (ICRP, 1997).

O monitoramento de área ou pessoal são definidos como:

- Monitoramento do local de trabalho, sendo as medidas de monitoramento realizadas no local de trabalho, que visam avaliar a dose recebida pelo IOE (IAEA, 1980), devendo ser dividida em: radiação externa, contaminação de superfície e contaminação do ar; e
- Monitoramento individual é aquele estabelecido para estimar a dose recebida pelo IOE (IAEA, 1980), por meio de medidas realizadas por instrumento portado pelo trabalhador ou por medidas das quantidades de materiais radioativos presentes em seu corpo bem como a interpretação desses valores; deve ser dividida em: exposição externa, contaminação de pele e roupa, e exposição interna.

Conforme a função, são definidos como:

- Monitoramento de rotina – É o monitoramento relacionado com a operação rotineira das atividades de uma instalação, idealizado para demonstrar que permanecem satisfatórios os valores das doses individuais e que estão sendo atendidas as exigências dos órgãos regulatórios (ICRP, 1997);
- Monitoramento relacionado com a tarefa – É o monitoramento aplicado a uma condução específica no desenvolvimento das tarefas do trabalhador com o objetivo de auxiliar na tomada de decisão imediata para a operação e para a otimização da proteção (ICRP, 1997); e
- Monitoramento especial (Interventor) – É um monitoramento de caráter investigador, estabelecido em um período específico a fim de permitir elucidar um problema específico e definir futuros procedimentos (ICRP, 1997).

2.4.1 Monitoramento do local de trabalho

2.4.1.1 Radiação externa

O monitoramento do local de trabalho para radiação externa visa garantir condições de trabalho adequadas levando em consideração a exposição às radiações externas e assegurar que essas radiações não sofreram mudanças que necessitem uma reavaliação nos procedimentos de operações.

A função de monitoramento de rotina compreende medidas regulares de inspeção, realizados pelo Serviço de Proteção Radiológica, e podem ser utilizados monitores de radiação instalados a fim de identificar o surgimento de condições anormais ou de emergência. Essa função do monitoramento deve ser planejada com cuidado, não devendo ser muito complexa e a coleta de resultados deve ser útil e significativa, de forma a não atrapalhar a atividade laboral. Em geral os instrumentos, utilizados no monitoramento do local de trabalho com função de monitoramento de rotina, medem taxas de dose em vez de dose, contudo exigem circunstâncias onde se faz útil um dosímetro do tipo integrador (ICRP, 1997).

A função de monitoramento relacionado com a tarefa visa avaliar as prováveis doses a serem acumuladas pelo IOE no desenvolvimento da tarefa. Em campos de radiação constantes normalmente é suficiente um levantamento preliminar das taxas de dose na região a ser realizado o trabalho; no caso de campos de radiação variáveis devem ser realizadas medições durante toda a operação. Caso essas medidas sejam realizadas por equipamentos fixos, o controle passa a ser realizado pelo Serviço de Proteção Radiológica, e sendo assim se torna monitoramento de rotina (ICRP, 1997).

2.4.1.2 Contaminação de superfície

O monitoramento do local de trabalho de contaminação de superfície tem como objetivo detectar falhas na contenção, verificar desvios nos procedimentos de operação, diminuir a contaminação de superfície buscando doses tão baixas quanto racionalmente exequíveis (ICRP, 1997).

A função monitoramento de rotina tem como finalidade detectar uma contaminação de superfície já existente. Para esta função normalmente são utilizados detectores do tipo *pancake*; para o monitoramento em que existe a possibilidade de grande contaminação, onde o IOE possa

ser um vetor de contaminação para fora da área controlada, podem ser utilizados monitores de sondas de varreduras, monitores de pés e mãos, ou portais.

A função de monitoramento relacionado com a tarefa tem por propósito evitar contaminações e limitar a dispersão, sendo assim o IOE necessita à sua disposição de equipamentos de monitoramento bem como qualificação necessária para operá-los.

2.4.1.3 Contaminação do ar

O monitoramento do local de trabalho para contaminação do ar tem a intenção de manter os valores de contaminação do ar inferiores aos padrões estabelecidos de proteção e níveis de referência com o intuito de evitar o monitoramento individual interno. Em geral, a forma mais importante de contaminação é por meio de inalação e esse tipo de monitoramento somente faz-se necessário em instalações onde são utilizadas grandes quantidades de material de fonte não selada. O monitoramento do ar pode ser trocado pelo monitoramento para radiação externa, contaminação de superfície e individual interno.

O monitoramento do local de trabalho para contaminação do ar pode ser classificado de acordo com as funções citadas no item 2.4, contudo, é mais conveniente utilizar as funções a seguir (ICRP, 1997):

- Monitoramento de alerta – esse monitoramento tem como finalidade detectar e advertir o princípio de contaminação do ar significativa; deve ser feito com equipamentos de aviso operando ininterruptamente e esses detectores devem estar localizados em posições estratégicas onde detectarão com confiabilidade a liberação de algum material radioativo;
- Amostragem de área – o objetivo desse monitoramento é verificar as tendências e variações nas contaminações do ar; são utilizados equipamentos do tipo amostradores de área estáticos, com ou sem dispositivo de alerta; e
- Amostragem representativa – A amostragem representativa quantifica a extensão da contaminação presente no ar; normalmente são utilizados amostradores fixos em locais previamente selecionados, próximos à zona de respiração do IOE, de forma a se ter um valor representativo.

2.4.2 Monitoramento individual

2.4.2.1 Radiação externa

O monitoramento individual do tipo radiação externa visa obter uma avaliação da dose efetiva e/ou dose equivalente em tecidos, de forma a poder confirmar a dose recebida pelo IOE, para posterior análise ou acompanhamento médico em caso de sobre-exposição em acidentes.

Na função monitoramento de rotina, em situação normal de trabalho, o monitoramento individual dos IOE é realizado por meio de dosímetros, que devem ser utilizados conforme os seguintes critérios técnicos: o valor da dose, a probabilidade de variações nas doses e a complexidade das medidas e interpretações envolvidas no programa de monitoramento.

Tendo a dose como um parâmetro para julgamento da utilização ou não do monitoramento individual para radiação externa com função do monitoramento de rotina, a CIPR estabeleceu o seguinte para IOE cujas doses estão superiores a 5 mSv faz-se necessária a utilização do monitoramento, em casos entre 1 mSv e 5 mSv é desejável, e nos casos de doses inferiores a 1 mSv o monitoramento não é necessário (ICRP, 1997).

O monitoramento individual para radiação externa com função do monitoramento de rotina deve observar os diferentes tipos de dose e sua contribuição para a exposição laboral. Sendo assim, em geral os detectores de nêutrons possuem limites de detecção de dose superiores aos de gama, mas na maioria dos casos a exposição aos nêutrons constitui uma pequena parcela da dose recebida pelo IOE durante o desempenho das suas funções. Neste caso específico não há a necessidade da utilização do monitoramento de nêutrons. Em casos em que a exposição de nêutrons é significativa, faz-se necessário o monitoramento para o controle da dose recebida pelo IOE.

Em situações em que pode ocorrer um acidente envolvendo o público, o monitoramento desses indivíduos é necessário; pode-se dividir em três categorias de níveis de trabalho:

Categoria 1 – Ação urgente no local do acidente: Essa categoria tem por propósito salvar vidas, evitando substancialmente as doses potenciais em indivíduos do público; em geral são compostos por membros da própria instalação, contudo também podem ser incluídos trabalhadores de serviços de urgência, como por exemplo a brigada de incêndio. Nesta categoria o limite de doses rígidas não é recomendável.

Categoria 2 – Estabelecimento das primeiras atitudes de proteção e implementação da proteção do público: Nesta categoria, receberão exposições adicionais com o intuito de evitar doses nos indivíduos do público, como por exemplo médicos, motoristas de veículos utilizados na evacuação, membros de forças policiais e grupos similares. Nesta situação é importante a otimização da proteção ser de modo direto, simples e eficaz. É recomendável que as doses desses profissionais respeitem os limites laborais, o que nem sempre é possível.

Categoria 3 – Operação de recuperação: Esses indivíduos exercerão a tarefa de recuperação da instalação bem como da descontaminação dos locais e disposição de rejeitos. Os níveis de dose devem ser mantidos inferiores aos limites laborais.

A função de monitoramento relacionado com a tarefa para o monitoramento individual do tipo radiação externa deve ser capaz de avaliar a dose efetiva e dose equivalente em acidentes de pequena proporção, em acidentes com altas exposições, em circunstâncias não intencionais; no próprio programa de monitoramento deve ter uma providência para que essa estimativa de dose seja feita na função de monitoramento de rotina. No caso de irradiações oriundas de exposições deliberadas, podem ser especificados mais dosímetros para o desempenho das tarefas, quantos forem necessários. Estes instrumentos devem ser de leitura direta, podendo também ter indicações de taxa de dose individual e alarmes sonoros.

2.4.2.2 Exposição interna

O monitoramento individual do tipo exposição interna tem como fundamento avaliar a dose comprometida efetiva, e sempre que possível a dose equivalente comprometida em tecidos expostos, de forma que atenda às exigências regulatórias. Esse monitoramento, em caso de sobre-exposição, também fornece informações relevantes para o início de um acompanhamento médico para tratamento de saúde.

O monitoramento individual do tipo exposição interna com função de monitoramento de rotina é realizado, normalmente, por medições indiretas pela coleta e análise de amostras de excretas ou por medições diretas da radiação emitida pelos radionuclídeos contidos nos órgãos ou tecidos internos ao corpo.

Essa função de monitoramento deve ser realizada apenas nos IOE que executem suas funções em área classificada como controlada, particularmente relativo ao controle da contaminação, e em situações que envolvam variações que ocasionam incorporações significativas, como por exemplo em atividades que se relacionam ao manuseio de grandes quantidades de materiais radioativos voláteis.

Nas situações em que as condições de trabalho são consideradas satisfatórias, confirmados pelo monitoramento do local de trabalho para contaminação do ar com função de monitoramento de rotina, pode ser dispensado o monitoramento individual interno com função de rotina.

Nesse tipo de monitoramento, em condições normais de trabalho e com utilização de EPI adequados, não se faz necessária a função de monitoramento relacionado com a tarefa, somente sendo utilizada caso ocorra alguma falha nos mecanismos de proteção.

2.4.2.3 Contaminação de pele e roupa

O monitoramento individual de contaminação de pele e roupa é utilizado para comprovar que estão sendo cumpridos os limites autorizados, evitar a saída de radiação para fora de uma área controlada e, no caso de sobre-exposição, fornecer uma base importante para início de um tratamento de saúde, caso seja necessário.

No monitoramento com função de rotina é importante considerar a contaminação como sendo a média baseada em uma área de aproximadamente 100 cm², ou, no caso das mãos, de 300 cm². Em geral, quando o nível é ultrapassado, a primeira ação deverá ser reduzir a contaminação, mas também pode haver a necessidade de investigar a causa.

Para o monitoramento relacionado com a tarefa podem ser disponibilizados para o IOE equipamentos móveis de bancada para detectar contaminação de superfície, monitor de pés, mãos e roupa, e portais. Os monitores de pés, mãos e roupa são geralmente fixos em locais convenientes e de fácil acesso; em relação aos portais, normalmente são inseridos nos acessos ao banheiro, no sentido de quem sai do laboratório, e seu principal objetivo é detectar contaminações que não foram detectadas anteriormente, evitando que sejam levadas para fora da área controlada.

2.4.3 Monitoramento especial (interventor)

O principal objetivo da função monitoramento especial (interventor) é fornecer informação precisa que esclareça os problemas para o reestabelecimento de um controle apropriado. Essa função de monitoramento deve ter objetivos e duração bem definidos.

A função especial (interventora) pode ser utilizada em situações normais de trabalho logo no início da operação de uma instalação, quando essa instalação apresenta alterações significativas na operação ou na sua estrutura, quando for necessário verificar adequabilidade do monitoramento de rotina ou para validar/ aperfeiçoar modelos de interpretação dos dados do monitoramento.

Em situações anormais, faz-se necessária a função de monitoramento especial (interventora) logo após a observação de um resultado não esperado, como por exemplo quando um IOE atingir o nível de investigação.

No caso do monitoramento individual para exposição interna, a função de monitoramento faz-se necessária quando os resultados do monitoramento do local de trabalho apresentam a possibilidade de incorporações significativas pelo IOE. Um bom parâmetro para verificação da necessidade do monitoramento com função especial para exposição interna é o monitoramento interno, tendo em vista que possibilita a verificação de radionuclídeos no metabolismo humano, e pode ser realizada de duas formas (ICRP, 1997):

- In vivo – que é a análise da presença de radionuclídeos no corpo ou nos tecidos do IOE, por medições externas; e
- In vitro – que é a verificação das excretas ou amostras de fluídos do corpo com o intuito de apurar a presença de radionuclídeos no interior do corpo do IOE.

2.5 Controles de engenharia

Os controles de engenharia são equipamentos com a finalidade de separar fisicamente a fonte de radiação do IOE, dessa forma evitando e/ou reduzindo as exposições provenientes da radiação externa, bem como às incorporações.

Esses dispositivos são inseridos, normalmente, na fase de projeto, e devem ser considerados antes de quaisquer outras medidas de proteção radiológica. Os dispositivos a seguir são exemplos de controles de engenharia:

- Blindagem;
- Dispositivos de acesso;
- Alarme de taxas de dose e contaminação; e
- Sistemas de ventilação.

3 METODOLOGIA

3.1 Avaliação radiológica inicial

Tendo em vista que se trata de uma usina hipotética, não é possível realizar medições para posterior análise dos dados; sendo assim, é importante realizar um planejamento de forma a realizar estimativas realísticas das doses, que nesse estudo será chamado avaliação radiológica inicial, para depois estabelecer as medições de proteção adequadas.

A avaliação radiológica inicial será realizada por meio da aplicação da metodologia prevista por Rockwell (1956), em um arranjo estabelecido conforme a Figura 11. Contudo, com o intuito de realizar simplificações, que não comprometam uma análise preliminar, não foram consideradas análises tridimensionais tampouco interações periféricas, sendo levado em conta um caráter restritivo, de forma a não comprometer uma verificação válida.

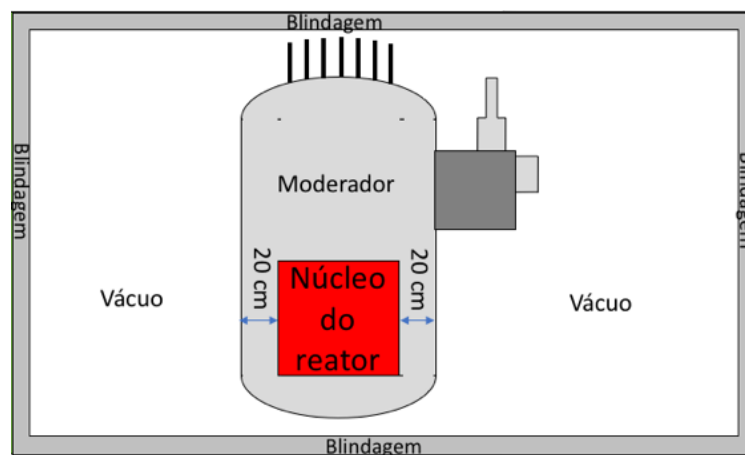


Figura 11 - Arranjo do Reator. Adaptado de (FREIRE, 2018, p. 117)

A proposta desenvolvida por Freire (2018) não levou em conta controles de engenharia; sendo assim, foi estabelecida uma blindagem hipotética compreendida por um metro de espessura, sendo intercalados os materiais de limalha de chumbo e água em intervalos de 20 cm, iniciando pelo chumbo, conforme a Figura 12.

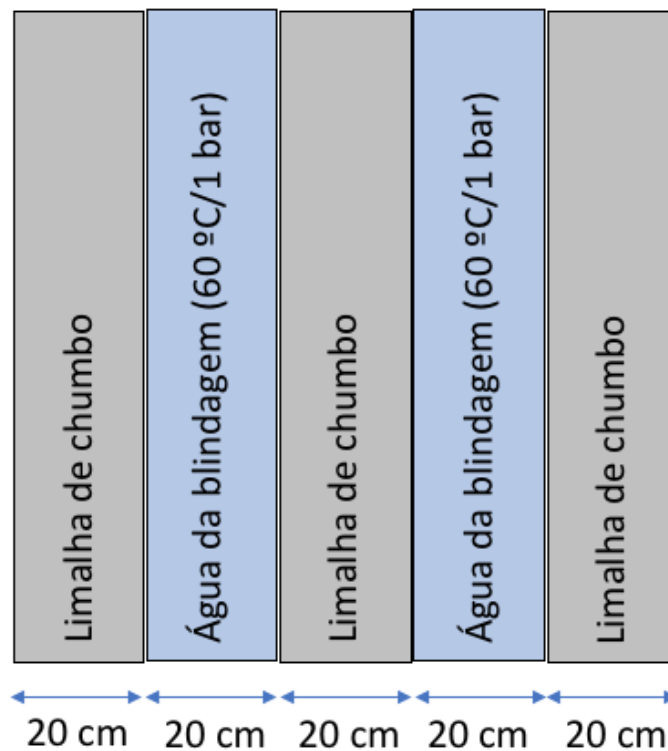


Figura 12 - Arranjo da blindagem do núcleo do reator

3.2 Análise no núcleo do reator

As quantidades de nêutrons e fótons produzidos no núcleo do reator são calculados conforme a metodologia proposta por Rockwell (1956), que prevê o cálculo dos elementos gerados pela fissão divididos em quatro produtos mais importantes: Nêutrons prontos, nêutrons atrasados, gamas prontos e gamas atrasados.

De acordo com Kaplan (1962, p. 620), os nêutrons provenientes do processo de fissão podem ser divididos em duas classes, nêutrons prontos e nêutrons atrasados. Os nêutrons prontos são aqueles produzidos como produto direto da fissão, e constituem aproximadamente 99% da produção total de nêutrons. Os nêutrons atrasados são aqueles oriundos do decaimento dos produtos da fissão, e correspondem a aproximadamente 0,64% da produção total de nêutrons (KHAN e NAKHABOV, 2020).

Esses produtos irão interagir inicialmente com o moderador, posteriormente passarão por uma zona que, para simplificação dos cálculos, foi estabelecida como vácuo e posteriormente com as cinco camadas da blindagem, conforme Figuras 11 e 12.

3.3 Análise da atenuação de fótons e nêutrons

Para o cálculo da atenuação de nêutrons foi utilizada a Equação (1), prevista por Rockwell (1956, p. 6):

$$\text{Fluxo de nêutrons} = \text{constante} \times e^{-\Sigma x}. \quad (1)$$

onde

Σ = seção de choque macroscópica total.

x = espessura do material.

Para a atenuação de fótons utilizou-se a Equação (2), conforme Rockwell (1956, p. 8):

$$D = \frac{S_0 B e^{-\mu x}}{k 4\pi r^2} \quad (2)$$

onde

D = taxa de dose (unidade de taxa de dose).

S_0 = ponto de origem de raios gama (nº de fótons/s).

B = fator de acumulação (adimensional).

μ = coeficiente de atenuação linear (1/unidade de comprimento).

x = espessura da blindagem entre a fonte e o receptor (unidade de comprimento).

k = fator de conversão de fluxo de fótons para unidade de dose.

r = distância da fonte ao receptor (unidade de comprimento).

Contudo, em virtude da necessidade de se descartar o efeito tridimensional e também deixar estas operações didáticas, para simplificação dos cálculos, fez-se necessária a análise apenas do termo $e^{-\mu x}$ (fator de atenuação de fótons) combinado com o elemento S_0 , cuja interação será analisada progressivamente para facilitar a compreensão.

3.4 Fótons produzidos pela captura de nêutrons

Nesse processo de interação de nêutrons e fótons com a matéria vale a pena ressaltar que há produção de fótons por meio de captura de nêutrons, tendo os cálculos sido realizados conforme a Equação (3):

$$\text{Fótons gerados} = 1 - e^{-\Sigma_{\text{captura}}x} \quad (3)$$

onde

Σ_{captura} = seção de choque macroscópica de captura de nêutrons térmicos.

x = espessura do material.

Os fótons são gerados conforme a faixa de energia estabelecida por Rockwell (1956).

3.5 Plano de monitoramento radiológico

O monitoramento pessoal pode ser dividido em tipos e funções. Segundo ICRP (1997) e IAEA (1980) o monitoramento pessoal pode ser de dois tipos:

- Monitoramento do local de trabalho: Medições feitas no ambiente de trabalho, com o intuito de avaliar a dose recebida pelo IOE. Esse tipo de monitoramento é subdividido em: radiação externa, contaminação de superfície e contaminação do ar; e
- Monitoramento individual: Medições feitas por instrumento portado pelo IOE, cuja finalidade é estimar a dose recebida pelo IOE. Esse tipo de monitoramento é subdividido em: exposição externa, contaminação de pele e roupa, e exposição interna.

Os tipos de monitoramento devem ser analisados por meio das funções, conforme:

- Monitoramento de rotina: É o monitoramento relacionado com a operação rotineira das atividades de uma instalação, idealizado para demonstrar que permanecem satisfatórios os valores das doses individuais e que estão sendo atendidas as exigências dos órgãos regulatórios;

- Monitoramento relacionado com a tarefa: É o monitoramento aplicado ao desenvolvimento de uma tarefa específica, que visa propiciar uma rápida tomada de decisão, bem como a otimização do processo; e
- Monitoramento especial (interventor): É o monitoramento utilizado após o aparecimento de alguma anormalidade que necessite de uma averiguação detalhada, a função especial deverá ser implementada até o retorno à situação normal de trabalho.

4 RESULTADOS

Para a realização dos cálculos faz-se necessária a utilização de valores referentes à densidade, à massa molar e ao número de moléculas por área para a determinação das seções de choque e coeficientes de atenuação linear, apresentados na Tabela 1:

Tabela 1 - Dados dos elementos da usina

Elemento	Densidade (g/cm ³)	Massa molar (g/mol) (LIDE, 2005, p. 22)	Nº moléculas/cm ³
Água moderador (H ₂ O)	0,72 (STEAMTABLE, 1997)	18,00	2,43×10 ²²
Parede do reator (Fe ₂)	7,87 (LIDE, 2005, p. 764)	55,84	8,49×10 ²²
Chumbo da blindagem (Pb)	11,3 (LIDE, 2005, p. 766)	207,19	3,30×10 ²²
Água da blindagem (H ₂ O)	0,98 (STEAMTABLE, 1997)	18,00	3,29×10 ²²
Óleo diesel marítimo (C ₁₂ H ₂₃)	0,833 (NOGUEIRA, 2016, p. 41)	167,00	3,00×10 ²¹

4.1 Produtos primários da fissão

Para o cálculo dos nêutrons prontos, Rockwell (1956, p. 51) apresenta um gráfico em que é possível obter a produção relativa de nêutrons prontos por meio da entrada do valor da energia no eixo das abcissas, encontrando-se no eixo das ordenadas o valor da produção relativa de nêutrons prontos por energia, apresentados na Tabela 2:

Tabela 2 - Produção relativa de nêutrons

Energia (MeV)	Produção relativa de nêutrons
0,5	1000
2,0	320
4,0	80
6,0	20
8,0	4
Total:	1424

Considerando que para cada reação de fissão há uma média de produção de 2,5 nêutrons (ROCKWELL, 1956, p. 32), para se ter a produção de nêutrons para cada reação em escala de energia deve-se multiplicar o valor 2,5 da produção relativa de nêutrons para aquela energia e dividir pelo produção total relativa; fazendo-se esse cálculo para os intervalos de energias citadas, tem-se os valores apresentados na Tabela 3:

Tabela 3 - Produção de nêutrons em cada reação de fissão

Energia (MeV)	Produção de nêutrons
0,5	1,7556
2,0	0,5617
4,0	0,1404
6,0	0,0351
8,0	0,0070

Em relação aos nêutrons atrasados, Rockwell (1956, p. 33) explica que, do ponto de vista da blindagem, os nêutrons atrasados são considerados irrelevantes; dessa forma, neste trabalho não serão levados em consideração.

Após realizar o cálculo da atividade neutrônica, Rockwell (1956) realiza uma análise do espectro referente à emissão de raios gama, que também se dividem em raios gama prontos e atrasados.

Para se obter a produção de raios gama prontos no processo de fissão, faz-se necessária a obtenção da quantidade de fótons produzidos pela reação, dado fornecido por Rockwell (1956, p. 34), apresentados na Tabela 4.

Tabela 4 - Produção de fótons por fissão (ROCKWELL, 1956)

Energia (MeV)	Produção de fótons
0,5	3,100
1,0	1,900
1,5	0,840
2,0	0,550
2,5	0,290
3,0	0,150
3,5	0,062
4,0	0,065
4,5	0,024
5,0	0,019
5,5	0,017
6,0	0,007
6,5	0,004

Em referência aos raios gama atrasados, Rockwell (1956, p. 34) considera um processo muito complexo a obtenção exata dos raios gama produzidos no caso de cada produto da fissão e como não são considerados para o desenvolvimento da blindagem do núcleo do reator, não serão considerados neste estudo.

Após o levantamento detalhado dos produtos primários da fissão, faz-se necessário calcular a quantidade de fissões em um intervalo de tempo, de forma que se possa realizar uma análise de quantos nêutrons e fótons são gerados em um espaço de tempo na usina, a fim de permitir realizar a avaliação radiológica inicial.

A usina, desenvolvida por Freire (2018, p. 118), apresenta a potência nominal de 240 MWt. Considerando que em média cada reação nuclear fornece 200 MeV (KAPLAN, 1962, p. 626), pode-se concluir que durante a operação desta usina, o número total de fissões pode ser encontrado por meio do quociente entre a potência nominal e a energia gerada em cada fissão; sendo assim, neste caso esta usina realiza um total de $7,5 \times 10^{18}$ fissões/s.

Rockwell (1956, p. 37) realiza essa análise conforme a Equação (4), com a única diferença da inserção da conversão de eV para Joule:

$$K = 3,1 \times 10^{10} \frac{P}{V} \text{ (fissões/cm}^3 \times \text{s)} \quad (4)$$

onde

K = número de fissões.

P = potência em watts.

V = volume em cm³.

Sendo assim, para um volume fixo, o número total de fissões é calculado por:

$K = 3,1 \times 10^{10} \times 240 \times 10^6 = 7,44 \times 10^{18}$ fissões/s, confirmando-se o valor de **$7,5 \times 10^{18}$ fissões/s**, obtido anteriormente.

Desta forma, organizou-se a Tabela 5, tendo-se na segunda coluna a produção de nêutrons e fótons em cada reação de fissão em cada energia, e na coluna 3 a produção de nêutrons e fótons a cada segundo:

Tabela 5 - Produção de nêutrons e fótons no núcleo do reator

	Energia (MeV)	Cada reação	Partículas/s
Nêutrons	0,5	1,755	$1,31 \times 10^{19}$
	2,0	0,561	$4,21 \times 10^{18}$
	4,0	0,140	$1,05 \times 10^{18}$
	6,0	0,035	$2,63 \times 10^{17}$
	8,0	0,007	$5,26 \times 10^{16}$
Fótons	0,5	3,100	$2,32 \times 10^{19}$
	1,0	1,900	$1,42 \times 10^{19}$
	1,5	0,840	$6,30 \times 10^{18}$
	2,0	0,550	$4,12 \times 10^{18}$
	2,5	0,290	$2,17 \times 10^{18}$
	3,0	0,150	$1,12 \times 10^{18}$
	3,5	0,062	$4,65 \times 10^{17}$
	4,0	0,065	$4,87 \times 10^{17}$
	4,5	0,024	$1,80 \times 10^{17}$
	5,0	0,019	$1,42 \times 10^{17}$
	5,5	0,017	$1,27 \times 10^{17}$
6,0	0,007	$5,25 \times 10^{16}$	
6,5	0,004	$3,00 \times 10^{16}$	

4.2 Produtos secundários da fissão

De acordo com Rockwell (1956), os produtos secundários da fissão, tanto dentro ou fora do núcleo do reator podem ser divididos em:

- Raios gama gerados pela captura de nêutrons: Trata-se de fótons emitidos em virtude da interação dos nêutrons com a matéria, conforme Rockwell (1956, p. 39);
- Raios gama oriundos de materiais ativados: São considerados insignificantes, de acordo com Rockwell (1956, p. 44); e

- Fotonêutrons: Não são considerados relevantes durante o funcionamento da usina, conforme Rockwell (1956, p. 44).

O cálculo dos raios gama gerados pela captura de nêutrons tem de ser realizado individualmente para cada material (ROCKWELL, 1956, p. 42); sendo assim, esses valores serão calculados para água do moderador, ferro da parede do reator, chumbo da blindagem e água da blindagem.

a) Água do moderador

Para efetuar o cálculo dos raios gama gerados pela captura de nêutrons, foi utilizado o elemento hidrogênio (^1H). Segundo Rockwell (1956, p. 42), o hidrogênio (^1H) apresenta seção de choque microscópica para captura de nêutrons no valor de $\sigma = 0,33$ barns, e 100% da produção de fótons ocorre no intervalo entre 1 e 3 MeV, sendo que na energia 2,23 MeV é onde ocorre a maior produção.

Dessa forma, é necessário o cálculo da seção de choque macroscópica para captura de nêutrons, conforme a Equação (5):

$$\Sigma_{\text{captura}} = 0,33 \times 4,85487 \times 10^{22} \times 10^{-24} = 0,0160 \text{ (1/cm)}. \quad (5)$$

Assim, a quantidade de fótons gerados é dado pela Equação (6):

$$\text{Fótons gerados} = 1 - e^{-0,0160 \times 20} = 0,2741, \text{ concentrados em 2 MeV}. \quad (6)$$

b) Ferro da parede do reator

Para efetuar o cálculo dos raios gama gerados pela captura de nêutrons na parede do reator, foi utilizado o elemento ferro. O ferro apresenta seção de choque microscópica para captura de nêutrons no valor de $\sigma = 2,43$ barns; os raios gama gerados são distribuídos de acordo com a seguinte faixa: Na faixa de energia superior a 7 MeV se concentram 50% de toda a produção, entre 5 e 7 MeV correspondem 22%, entre 3 e 5 MeV outros 24%; para as energias entre 1 e 3 MeV, Rockwell (1956) indica que são valores inferiores a 10%, e como para energias entre 0 e 1 MeV é apresentada uma indeterminação; utilizar-se-á o valor de 4% para o intervalo entre 1 e 3 MeV (ROCKWELL, 1956, p. 42).

Dessa forma, é necessário o cálculo da seção de choque macroscópica para captura de nêutrons, conforme a Equação (7):

$$\Sigma_{\text{captura}} = 2,43 \times 1,6982 \times 10^{23} \times 10^{-24} = 0,4126 \text{ (1/cm)} \quad (7)$$

Assim, a quantidade de fótons gerados é dado pela Equação (8):

$$\text{Fótons gerados} = 1 - e^{-0,4126 \times 20} \quad (8)$$

Sendo assim, para a faixa de energia entre 1 e 3 MeV, será escolhido o valor de 2 MeV para concentrar as capturas nesta faixa; para o intervalo entre 3 e 5 MeV será selecionado 4 MeV; e para os valores de energia superiores a 5 MeV serão todos concentrados no valor de 6,5 MeV, com o intuito de facilitar os cálculos para posterior adição aos raios gama prontos.

Assim, pode-se resumir os raios gama provenientes da captura de nêutrons conforme a Equação (9):

$$2 \text{ MeV} = 0,04 \times (1 - e^{-0,4126 \times 20}) = 0,0399 \quad (9)$$

$$4 \text{ MeV} = 0,24 \times (1 - e^{-0,4126 \times 20}) = 0,2399$$

$$6,5 \text{ MeV} = 0,72 \times (1 - e^{-0,4126 \times 20}) = 0,7198$$

c) Chumbo da blindagem

Para efetuar o cálculo dos raios gama gerados pela captura de nêutrons no chumbo da blindagem, foi utilizado o elemento chumbo. O chumbo apresenta seção de choque microscópica para captura de nêutrons no valor de $\sigma = 0,14$ barns; os raios gama gerados se concentram em intervalos de energia superiores a 6,5 MeV, sendo assim concentrar-se-ão todos nesta energia a fim de serem adicionados aos raios gama prontos (ROCKWELL, 1956, p. 42).

Dessa forma, é necessário o cálculo da seção de choque macroscópica para captura de nêutrons, conforme a Equação (10):

$$\Sigma_{\text{captura}} = 0,14 \times 3,2960 \times 10^{22} \times 10^{-24} = 0,0056 \text{ (1/cm)} \quad (10)$$

Assim, a quantidade de fótons gerados é dada pela Equação (11):

$$\text{Fótons gerados} = 1 - e^{-0,0056 \times 20} = 0,1060, \text{ na energia de } 6,5 \text{ MeV} \quad (11)$$

d) Água da blindagem

Para efetuar o cálculo dos raios gama gerados pela captura de nêutrons, foi utilizado o elemento hidrogênio (^1H). Conforme Rockwell (1956, p. 42), o hidrogênio (^1H) apresenta seção de choque microscópica para captura de nêutrons no valor de $\sigma = 0,33$ barns e, também como foi visto no subitem a), 100% da produção de fótons ocorre no intervalo entre 1 e 3 MeV, sendo que na energia 2,23 MeV é onde ocorre a maior produção.

Dessa forma, é necessário o cálculo da seção de choque macroscópica para captura de nêutrons, conforme a Equação (12):

$$\Sigma_{\text{captura}} = 0,33 \times 6,5789 \times 10^{22} \times 10^{-24} = 0,0217 \text{ (1/cm)} \quad (12)$$

Assim, a quantidade de fótons gerados é dada pela Equação (13):

$$\text{Fótons gerados} = 1 - e^{-0,0217 \times 20} = 0,3522, \text{ na energia de } 2 \text{ MeV} \quad (13)$$

4.3 Cálculo da atenuação

A atenuação será dividida em duas partes, a atenuação de nêutrons e atenuação dos raios gama. Como se pode ver na Figura 12, os nêutrons e fótons gerados no núcleo do reator vão interagir primeiramente com a água do moderador em uma espessura mínima de 20 cm, posteriormente com o ferro da parede do reator, que possui uma espessura de 20 cm e por fim com a blindagem, conforme Figura 12.

4.3.1 Atenuação de nêutrons

A atenuação de nêutrons pode ser calculada por meio da Equação (1), sendo necessário o cálculo para cada meio de interação:

a) Fluxo de nêutrons na água do moderador:

Para a obtenção do fluxo de nêutrons na água do moderador, faz-se necessário calcular a seção de choque macroscópica para nêutrons (Σ) por meio das Equações (14), (15), (16), (17) e (18), conforme Rockwell (1956, p. 49). Para faixas de energia entre 2 MeV e 12 MeV, para uma boa aproximação tem-se:

$$\sigma_H = 5,13/E^{0,725} \text{ (barns)} \quad (14)$$

onde

E = energia em MeV.

Para as demais faixas de energia:

$$\sigma_H = \frac{3}{4} \pi \left[k^2 + \left(-\frac{1}{a_t} + \frac{1}{2} r_t k^2 \right)^2 \right]^{-1} + \frac{\pi}{4} \left[k^2 + \left(-\frac{1}{a_s} + \frac{1}{2} r_s k^2 \right)^2 \right]^{-1} \text{ (1/cm}^2\text{)} \quad (15)$$

onde

$$a_t = 0,528 \times 10^{-12} \text{ cm}$$

$$-a_s = 2,375 \times 10^{-12} \text{ cm}$$

$$r_s = 1 \times 10^{-13} \text{ cm}$$

$$r_t = 1,56 \times 10^{-13} \text{ cm}$$

k = número de onda de nêutron:

$$k = \frac{1}{\lambda_{\text{nêutron}}} \quad (16)$$

λ = comprimento de onda de nêutron:

$$\lambda = \frac{2,86 \times 10^{-9}}{\sqrt{E \text{ (eV)}}} \quad (17)$$

$$\Sigma_H = N \times \sigma_H \text{ (1/cm)} \quad (18)$$

onde

N = números de átomos de hidrogênio (^1H) por cm^3

σ_{H} = Seção de choque microscópica do hidrogênio (^1H)

Na Tabela 6 são apresentadas as seções de choque microscópicas (σ_{H}) e as seções de choque macroscópicas (Σ_{H}) do hidrogênio (^1H):

Tabela 6 - Seções de choque microscópica e macroscópica do hidrogênio (^1H)

Energia (MeV)	σ_{H} (barns)	Σ_{H} (1/cm)
0,5	3,9060	$1,90 \times 10^{-1}$
2,0	3,1036	$1,51 \times 10^{-1}$
4,0	1,8776	$9,12 \times 10^{-2}$
6,0	1,3994	$6,79 \times 10^{-2}$
8,0	1,1359	$5,52 \times 10^{-2}$

Utilizando estes valores obtém-se os seguintes dados para o fator de atenuação do fluxo de nêutrons pelo moderador em cada energia, para uma espessura $x = 20$ cm, apresentados na Tabela 7:

Tabela 7 - Fator de atenuação ($e^{-\Sigma x}$) do fluxo de nêutrons na água do moderador

Energia (MeV)	Fator de atenuação
0,5	$2,25 \times 10^{-2}$
2,0	$4,91 \times 10^{-2}$
4,0	$1,62 \times 10^{-1}$
6,0	$2,57 \times 10^{-1}$
8,0	$3,32 \times 10^{-1}$

b) Fluxo de nêutrons na parede do reator:

De acordo com Penny e Kinney (1971), os valores das seções de choque microscópicas (σ) e seções de choque macroscópicas (Σ) do ferro (Fe) variam de acordo com o valor de energia, conforme Tabela 8:

Tabela 8 - Seções de choque microscópica e macroscópica do ferro (parede do reator)

Energia (MeV)	σ_{Fe} (barns)	Σ_{Fe} (1/cm)
(PENNY e KINNEY, 1971)		
0,5	4,0	$6,79 \times 10^{-1}$
2,0	3,0	$5,09 \times 10^{-1}$
4,0	3,8	$6,45 \times 10^{-1}$
6,0	3,5	$5,94 \times 10^{-1}$
8,0	3,0	$5,09 \times 10^{-1}$

Utilizando os valores da Tabela 8, obtém-se os seguintes dados para o fator de atenuação do fluxo de nêutrons na parede do reator em cada energia, para uma espessura de $x = 20$ cm, apresentados na Tabela 9:

Tabela 9 - Fator de atenuação ($e^{-\Sigma x}$) do fluxo de nêutrons na parede do reator

Energia (MeV)	Fator de atenuação
0,5	$1,26 \times 10^{-6}$
2,0	$3,76 \times 10^{-5}$
4,0	$2,48 \times 10^{-6}$
6,0	$6,88 \times 10^{-6}$
8,0	$3,76 \times 10^{-5}$

c) Fluxo de nêutrons no chumbo da blindagem

De acordo com Rockwell (1956, p. 7), o valor da seção de choque microscópica para remoção de nêutrons do chumbo (σ_{Pb}) não depende da energia, sendo constante no valor de $\sigma_{Pb} = 3,5$ barns; sendo assim obtém-se o valor de $\Sigma_{Pb} = 0,1153$ (1/cm).

Dessa forma, o fator de atenuação do fluxo de nêutrons pela blindagem de chumbo, é definido pela Equação (19) em toda a faixa de energia:

$$\text{Fator de atenuação} = e^{-0,1153x} = 0,0995 \quad (19)$$

d) Fluxo de nêutrons na água da blindagem

Em virtude da concentração dos átomos de hidrogênio (1H) na água de blindagem ser distinta da água do moderador, faz-se necessário novo cálculo da seção de choque macroscópica conforme foi realizada para confecção da Tabela 10. O fator de atenuação do fluxo de nêutrons na água da blindagem é apresentado na Tabela 11, para a espessura $x = 20$ cm:

Tabela 10 - Seções de choque microscópica e macroscópica da água (blindagem)

Energia (MeV)	σ_H (barns)	Σ_H (1/cm)
0,5	3,9060	$2,57 \times 10^{-1}$
2,0	3,1036	$2,04 \times 10^{-1}$
4,0	1,8776	$1,24 \times 10^{-1}$
6,0	1,3994	$9,21 \times 10^{-2}$
8,0	1,1359	$7,47 \times 10^{-2}$

Tabela 11 - Fator de atenuação ($e^{-\Sigma x}$) do fluxo de nêutrons na água de blindagem

Energia (MeV)	Fator de atenuação
0,5	$5,86 \times 10^{-3}$
2,0	$1,68 \times 10^{-2}$
4,0	$8,45 \times 10^{-2}$
6,0	$1,59 \times 10^{-1}$
8,0	$2,24 \times 10^{-1}$

4.3.2 Atenuação de raios gama

Conforme descrito por Rockwell (1956, p. 7), a atenuação de raios gama é realizada por meio de dois mecanismos:

- Simplesmente distanciando a fonte do receptor; ou
- Proporcionando a interação dos raios gama com a matéria entre a fonte e o receptor.

Em UNM não há disposição de espaço para possibilitar a atenuação de raios gama por meio da distância; dessa maneira faz-se necessário a adoção de um sistema de blindagem (Figura 12) a fim de garantir doses ALARA nos IOEs que permanecem no interior da UNM.

a) Fluxo de fótons no moderador:

Para realizar o cálculo do fluxo de fótons provenientes dos raios gama no moderador, faz-se necessário o cálculo dos coeficientes de atenuação linear (μ) da água (H_2O), por meio dos coeficientes de atenuação mássico (μ/ρ) provenientes de Wood (1982, p. 82), apresentados na Tabela 12:

Tabela 12 - Coeficientes de atenuação mássico e linear da água (moderador)

Energia (MeV)	$\mu_{H_2O/\rho}$ (cm ² /g)	$\mu_{\text{moderador}}$ (1/cm)
(WOOD, 1982)		
0,5	0,0700	0,0949
1,0	0,0512	0,0694
1,5	0,0417	0,0565
2,0	0,0357	0,0484
2,5	0,0322	0,0437
3,0	0,0287	0,0389
3,5	0,0266	0,0361
4,0	0,0245	0,0333
4,5	0,0232	0,0314
5,0	0,0218	0,0295
5,5	0,0208	0,0283
6,0	0,0199	0,0270
6,5	0,0193	0,0261

Após o cálculo do coeficiente de atenuação linear do moderador, pode-se estabelecer o fator de atenuação do fluxo de fótons para cada valor de energia, apresentados na Tabela 13, sabendo que a espessura $x = 20$ cm:

Tabela 13 - Fator de atenuação ($e^{-\mu x}$) do fluxo de fótons da água (moderador)

Energia (MeV)	Fator de atenuação
0,5	$2,46 \times 10^{-1}$
1,0	$3,59 \times 10^{-1}$
1,5	$4,34 \times 10^{-1}$
2,0	$4,89 \times 10^{-1}$
2,5	$5,25 \times 10^{-1}$
3,0	$5,63 \times 10^{-1}$
3,5	$5,87 \times 10^{-1}$
4,0	$6,11 \times 10^{-1}$
4,5	$6,29 \times 10^{-1}$
5,0	$6,46 \times 10^{-1}$
5,5	$6,58 \times 10^{-1}$
6,0	$6,71 \times 10^{-1}$
6,5	$6,80 \times 10^{-1}$

b) Fluxo de raios gama na parede do reator:

Para realizar o cálculo do fluxo de fótons provenientes dos raios gama na parede do reator, faz-se necessário o cálculo dos coeficientes de atenuação linear (μ) do ferro (Fe_2), por meio dos coeficientes de atenuação mássico (μ/ρ) provenientes de Wood (1982, p. 82), apresentados na Tabela 14:

Tabela 14 - Coeficientes de atenuação mássico e linear do ferro (parede do reator)

Energia (MeV)	μ_{Fe}/ρ (cm ² /g)	μ_{Fe} (1/cm)
(WOOD, 1982)		
0,5	0,08280	0,65196
1,0	0,05950	0,46850
1,5	0,04850	0,38188
2,0	0,04240	0,33385
2,5	0,03925	0,30905
3,0	0,03610	0,28425
3,5	0,03455	0,27204
4,0	0,03300	0,25984
4,5	0,03215	0,25314
5,0	0,03130	0,24645
5,5	0,03085	0,24291
6,0	0,03040	0,23936
6,5	0,03017	0,23759

Após o cálculo do coeficiente de atenuação linear na parede do reator, pode-se estabelecer o fator de atenuação do fluxo de fótons para cada valor de energia, apresentados na Tabela 15, sabendo que a espessura $x = 20$ cm:

Tabela 15 - Fator de atenuação ($e^{-\mu x}$) do fluxo de fótons na parede do reator

Energia (MeV)	Fator de atenuação
0,5	$2,17 \times 10^{-6}$
1,0	$8,52 \times 10^{-5}$
1,5	$4,82 \times 10^{-4}$
2,0	$1,55 \times 10^{-3}$
2,5	$2,06 \times 10^{-3}$
3,0	$3,39 \times 10^{-3}$
3,5	$4,33 \times 10^{-3}$
4,0	$5,53 \times 10^{-3}$
4,5	$6,32 \times 10^{-3}$
5,0	$7,23 \times 10^{-3}$
5,5	$7,76 \times 10^{-3}$
6,0	$8,33 \times 10^{-3}$
6,5	$8,63 \times 10^{-3}$

c) Fluxo de fótons no chumbo da blindagem:

Para realizar o cálculo do fluxo de fótons provenientes dos raios gama no chumbo da blindagem, faz-se necessário o cálculo dos coeficientes de atenuação linear (μ) do chumbo (Pb), por meio dos coeficientes de atenuação mássico (μ/ρ) provenientes de Wood (1982, p. 82), apresentados na Tabela 16:

Tabela 16 - Coeficientes de atenuação mássico e linear do chumbo (blindagem)

Energia (MeV)	μ_{Pb}/ρ (cm ² /g)	μ_{Pb} (1/cm)
(WOOD, 1982)		
0,5	0,1450	1,6443
1,0	0,0684	0,7756
1,5	0,0512	0,5806
2,0	0,0457	0,5182
2,5	0,0439	0,4978
3,0	0,0421	0,4774
3,5	0,0420	0,4768
4,0	0,0420	0,4762
4,5	0,0423	0,4796
5,0	0,0426	0,4830
5,5	0,0431	0,4887
6,0	0,0436	0,4944
6,5	0,0441	0,5009

Após o cálculo do coeficiente de atenuação linear do chumbo da blindagem, pode-se estabelecer o fator de atenuação do fluxo de fótons para cada valor de energia, apresentados na Tabela 17, sabendo que a espessura $x = 20$ cm:

Tabela 17 - Fator de atenuação ($e^{-\mu x}$) do fluxo de fótons no chumbo da blindagem

Energia (MeV)	Fator de atenuação
0,5	$5,22 \times 10^{-15}$
1,0	$1,83 \times 10^{-7}$
1,5	$9,06 \times 10^{-6}$
2,0	$3,15 \times 10^{-5}$
2,5	$4,74 \times 10^{-5}$
3,0	$7,13 \times 10^{-5}$
3,5	$7,21 \times 10^{-5}$
4,0	$7,30 \times 10^{-5}$
4,5	$6,82 \times 10^{-5}$
5,0	$6,37 \times 10^{-5}$
5,5	$5,69 \times 10^{-5}$
6,0	$5,08 \times 10^{-5}$
6,5	$4,46 \times 10^{-5}$

d) Fluxos de raios gama na água da blindagem:

Para realizar o cálculo do fluxo de fótons provenientes dos raios gama na água da blindagem, faz-se necessário o cálculo dos coeficientes de atenuação linear (μ) da água (H_2O), por meio dos coeficientes de atenuação mássico (μ/ρ) provenientes de Wood (1982, p. 82), apresentados na Tabela 18:

Tabela 18 - Coeficientes de atenuação mássico e linear da água (blindagem)

Energia (MeV)	μ_{H_2O}/ρ (cm ² /g)	μ_{H_2O} (1/cm)
(WOOD, 1982)		
0,5	0,0966	0,0949
1,0	0,0706	0,0694
1,5	0,0575	0,0565
2,0	0,0493	0,0484
2,5	0,0444	0,0437
3,0	0,0396	0,0389
3,5	0,0367	0,0361
4,0	0,0339	0,0333
4,5	0,0320	0,0314
5,0	0,0301	0,0295
5,5	0,0288	0,0283
6,0	0,0275	0,0270
6,5	0,0266	0,0261

Após o cálculo do coeficiente de atenuação linear da água da blindagem, pode-se estabelecer o fator de atenuação do fluxo de fótons para cada valor de energia, apresentados na Tabela 19, sabendo que a espessura $x = 20$ cm:

Tabela 19 - Fator de atenuação ($e^{-\mu x}$) do fluxo de fótons da água (blindagem)

Energia (MeV)	Fator de atenuação
0,5	$1,50 \times 10^{-1}$
1,0	$2,50 \times 10^{-1}$
1,5	$3,23 \times 10^{-1}$
2,0	$3,79 \times 10^{-1}$
2,5	$4,17 \times 10^{-1}$
3,0	$4,59 \times 10^{-1}$
3,5	$4,85 \times 10^{-1}$
4,0	$5,13 \times 10^{-1}$
4,5	$5,33 \times 10^{-1}$
5,0	$5,53 \times 10^{-1}$
5,5	$5,68 \times 10^{-1}$
6,0	$5,82 \times 10^{-1}$
6,5	$5,92 \times 10^{-1}$

4.3.3 Interação dos nêutrons e fótons

A Tabela 5 apresenta os produtos primários da fissão em escala de energia, sendo que as 5 primeiras linhas são compostas pela produção de nêutrons, e as 13 restantes provenientes dos raios gama.

Dessa forma, serão confeccionadas tabelas com o resultado da interação em cada etapa, discriminando o resultante de nêutrons e fótons por energia. Nessas tabelas estão consolidados os cálculos da atenuação de nêutrons, produção de raios gama pela captura de nêutrons e pela atenuação de fótons.

a) Interação no moderador:

Multiplicando os dados da Tabela 5 pelos das Tabelas 7 e 13, e somando o valor referente à emissão de raios gama provenientes da captura de nêutrons, Equação (6), tem-se os nêutrons e fótons dos raios gama na saída do moderador apresentados na Tabela 20.

Tabela 20 - Nêutrons e fótons na saída do moderador

	Energia (MeV)	Partículas/s
Nêutrons	0,5	$2,97 \times 10^{17}$
	2,0	$2,07 \times 10^{17}$
	4,0	$1,70 \times 10^{17}$
	6,0	$6,77 \times 10^{16}$
	8,0	$1,75 \times 10^{16}$
	Fótons	0,5
1,0		$5,12 \times 10^{18}$
1,5		$2,74 \times 10^{18}$
2,0		$3,07 \times 10^{18}$
2,5		$1,14 \times 10^{18}$
3,0		$6,33 \times 10^{17}$
3,5		$2,73 \times 10^{17}$
4,0		$2,98 \times 10^{17}$
4,5		$1,13 \times 10^{17}$
5,0		$9,21 \times 10^{16}$
5,5		$8,39 \times 10^{16}$
6,0		$3,52 \times 10^{16}$
6,5	$2,04 \times 10^{16}$	

b) Interação na parede do reator:

Multiplicando os dados da Tabela 20 com os dados das Tabelas 9 e 15, e somando o valor referente à emissão de raios gama provenientes da captura de nêutrons, Equação (9), tem-se os nêutrons e fótons dos raios gama na saída da parede do reator apresentados na Tabela 21.

Tabela 21 - Nêutrons e fótons na saída da parede do reator

	Energia (MeV)	Partículas/s
Nêutrons	0,5	$3,73 \times 10^{11}$
	2,0	$7,78 \times 10^{12}$
	4,0	$4,22 \times 10^{11}$
	6,0	$4,65 \times 10^{11}$
	8,0	$6,57 \times 10^{11}$
	Fótons	0,5
1,0		$4,36 \times 10^{14}$
1,5		$1,32 \times 10^{15}$
2,0		$3,95 \times 10^{15}$
2,5		$2,36 \times 10^{15}$
3,0		$2,15 \times 10^{15}$
3,5		$1,18 \times 10^{15}$
4,0		$3,09 \times 10^{15}$
4,5		$7,16 \times 10^{14}$
5,0		$6,66 \times 10^{14}$
5,5		$6,52 \times 10^{14}$
6,0		$2,94 \times 10^{14}$
6,5	$6,11 \times 10^{15}$	

c) Interação na primeira faixa de blindagem de chumbo:

Multiplicando os dados da Tabela 21 com o valor encontrado na Equação (19) e dados da Tabela 17, somando o valor referente à emissão de raios gama provenientes da captura de nêutrons, Equação (11), tem-se os nêutrons e fótons dos raios gama na saída da primeira faixa de blindagem de chumbo, apresentados na Tabela 22.

Tabela 22 - Nêutrons e fótons na saída da primeira faixa de blindagem de chumbo

	Energia (MeV)	Partículas/s
Nêutrons	0,5	$3,72 \times 10^{10}$
	2,0	$7,74 \times 10^{11}$
	4,0	$4,20 \times 10^{10}$
	6,0	$4,63 \times 10^{10}$
	8,0	$6,54 \times 10^{10}$
Fótons	0,5	$6,49 \times 10^{-2}$
	1,0	$7,98 \times 10^7$
	1,5	$1,19 \times 10^{10}$
	2,0	$1,25 \times 10^{11}$
	2,5	$1,12 \times 10^{11}$
	3,0	$1,53 \times 10^{11}$
	3,5	$8,53 \times 10^{10}$
	4,0	$2,25 \times 10^{11}$
	4,5	$4,88 \times 10^{10}$
	5,0	$4,24 \times 10^{10}$
	5,5	$3,71 \times 10^{10}$
6,0	$1,49 \times 10^{10}$	
6,5	$2,74 \times 10^{11}$	

d) Interação na primeira faixa de blindagem de água:

Multiplicando os dados da Tabela 22 pelos dados das Tabelas 11 e 19, e somando o valor referente à emissão de raios gama provenientes da captura de nêutrons, Equação (13), tem-se os nêutrons e fótons dos raios gamas na saída da primeira faixa de blindagem de água, apresentados na Tabela 23.

Tabela 23 - Nêutrons e fótons na saída da primeira faixa de blindagem de água

	Energia (MeV)	Partículas/s
Nêutrons	0,5	$2,18 \times 10^8$
	2,0	$1,30 \times 10^{10}$
	4,0	$3,55 \times 10^9$
	6,0	$7,35 \times 10^9$
	8,0	$1,47 \times 10^{10}$
Fótons	0,5	$9,72 \times 10^{-3}$
	1,0	$1,99 \times 10^7$
	1,5	$3,85 \times 10^9$
	2,0	$5,01 \times 10^{10}$
	2,5	$4,67 \times 10^{10}$
	3,0	$7,04 \times 10^{10}$
	3,5	$4,14 \times 10^{10}$
	4,0	$1,16 \times 10^{11}$
	4,5	$2,60 \times 10^{10}$
	5,0	$2,35 \times 10^{10}$
	5,5	$2,10 \times 10^{10}$
6,0	$8,68 \times 10^9$	
6,5	$1,63 \times 10^{11}$	

e) Interação na segunda faixa de blindagem de chumbo:

Multiplicando os dados da Tabela 23 pelo valor encontrado na Equação (19) e dados da Tabela 17, e somando o valor referente à emissão de raios gama provenientes da captura de nêutrons, Equação (11), tem-se os nêutrons e fótons dos raios gama na saída da segunda faixa de blindagem de chumbo, apresentados na Tabela 24.

Tabela 24 - Nêutrons e fótons na saída da segunda faixa de blindagem de chumbo

	Energia (MeV)	Partículas/s
Nêutrons	0,5	$2,17 \times 10^7$
	2,0	$1,30 \times 10^9$
	4,0	$3,54 \times 10^8$
	6,0	$7,31 \times 10^8$
	8,0	$1,46 \times 10^9$
	Fótons	0,5
1,0		$3,65 \times 10^0$
1,5		$3,49 \times 10^4$
2,0		$1,58 \times 10^6$
2,5		$2,21 \times 10^6$
3,0		$5,02 \times 10^6$
3,5		$2,99 \times 10^6$
4,0		$8,44 \times 10^6$
4,5		$1,77 \times 10^6$
5,0		$1,49 \times 10^6$
5,5		$1,20 \times 10^6$
6,0		$4,40 \times 10^5$
6,5	$8,49 \times 10^6$	

f) Interação na segunda faixa de blindagem de água:

Multiplicando os dados da Tabela 24 pelos dados das Tabelas 11 e 19, e somando o valor referente à emissão de raios gama provenientes da captura de nêutrons, Equação (13), tem-se os nêutrons e fótons dos raios gama na saída da segunda faixa de blindagem de água, apresentados na Tabela 25.

Tabela 25 - Nêutrons e fótons na saída da segunda faixa de blindagem de chumbo

	Energia (MeV)	Partículas/s
Nêutrons	0,5	$1,27 \times 10^5$
	2,0	$2,19 \times 10^7$
	4,0	$2,99 \times 10^7$
	6,0	$1,16 \times 10^8$
	8,0	$3,27 \times 10^8$
	Fótons	0,5
1,0		$9,10 \times 10^{-1}$
1,5		$1,13 \times 10^4$
2,0		$2,24 \times 10^6$
2,5		$9,24 \times 10^5$
3,0		$2,31 \times 10^6$
3,5		$1,45 \times 10^6$
4,0		$4,33 \times 10^6$
4,5		$9,45 \times 10^5$
5,0		$8,27 \times 10^5$
5,5		$6,79 \times 10^5$
6,0		$2,56 \times 10^5$
6,5	$5,03 \times 10^6$	

g) Interação na terceira faixa de blindagem de chumbo:

Multiplicando os dados da Tabela 25 pelo valor encontrado na Equação (19) e dados da Tabela 17, somando o valor referente à emissão de raios gama provenientes da captura de nêutrons, Equação (11), tem-se os nêutrons e fótons dos raios gama na saída da terceira faixa de blindagem de chumbo, apresentados na Tabela 26.

Tabela 26 - Nêutrons e fótons na saída da terceira faixa de blindagem de chumbo

	Energia (MeV)	Partículas/s
Nêutrons	0,5	$1,26 \times 10^4$
	2,0	$2,18 \times 10^6$
	4,0	$2,98 \times 10^6$
	6,0	$1,15 \times 10^7$
	8,0	$3,26 \times 10^7$
	Fótons	0,5
1,0		$1,67 \times 10^{-7}$
1,5		$1,02 \times 10^{-1}$
2,0		$7,05 \times 10$
2,5		$4,38 \times 10$
3,0		$1,64 \times 10^2$
3,5		$1,05 \times 10^2$
4,0		$3,16 \times 10^2$
4,5		$6,44 \times 10$
5,0		$5,26 \times 10$
5,5		$3,86 \times 10$
6,0		$1,30 \times 10$
6,5	$9,52 \times 10^2$	

4.3.4 Cálculo do fluxo de nêutrons e fótons na periferia da blindagem

Para o cálculo do fluxo de nêutrons e fótons, faz-se necessário inicialmente o cálculo da área em que essas partículas estejam distribuídas; sabe-se que a blindagem do reator possui formato cilíndrico, de base circular com diâmetro de 7 m e altura de 7 m.

De forma a realizar um cálculo restritivo, ou seja, superestimar os valores de dose dos IOEs, deve-se considerar que todas as partículas saiam pelas laterais do reator; deve-se adotar a seguinte área, conforme a Equação (20):

$$A = 2\pi r \times h = 2\pi \times 3,5 \times 7 = 153,94 \text{ m}^2 \quad (20)$$

Sendo assim, é possível confeccionar a Tabela 27 com o fluxo de nêutrons e fótons para cada energia.

Tabela 27 - Fluxo de nêutrons e fótons na saída da blindagem

	Energia (MeV)	Fluxo (Partículas/cm ² ×s)
Nêutrons	0,5	$8,21 \times 10^{-3}$
	2,0	$1,41 \times 10^0$
	4,0	$1,93 \times 10^0$
	6,0	$7,50 \times 10^0$
	8,0	$2,12 \times 10^1$
Fótons	0,5	$2,58 \times 10^{-38}$
	1,0	$1,08 \times 10^{-13}$
	1,5	$6,62 \times 10^{-8}$
	2,0	$4,58 \times 10^{-5}$
	2,5	$2,85 \times 10^{-5}$
	3,0	$1,07 \times 10^{-4}$
	3,5	$6,80 \times 10^{-5}$
	4,0	$2,05 \times 10^{-4}$
	4,5	$4,18 \times 10^{-5}$
	5,0	$3,42 \times 10^{-5}$
	5,5	$2,51 \times 10^{-5}$
6,0	$8,46 \times 10^{-6}$	
6,5	$6,18 \times 10^{-4}$	

4.4 Cálculo da taxa de dose efetiva na periferia da blindagem

Tendo calculado o fluxo de nêutrons e fótons, é possível estabelecer a taxa de dose efetiva (CNEN, 2014) para cada faixa de energia. Para estabelecer a taxa de dose efetiva pelo fluxo de nêutrons foi utilizada Tabela de conversão de Rockwell (1956, p. 23) e para o fluxo de fótons foi empregada a equação prevista por Rockwell (1956, p. 18). As taxas de doses efetiva na saída da blindagem estão apresentadas na Tabela 28:

Tabela 28 - Taxas de dose efetiva na saída da blindagem

	Energia (MeV)	Taxa de dose efetiva (mSv/h)
Nêutrons	0,5	$5,59 \times 10^{-6}$
	2,0	$1,62 \times 10^{-3}$
	4,0	$2,58 \times 10^{-3}$
	6,0	$1,22 \times 10^{-2}$
	8,0	$4,07 \times 10^{-2}$
	Fótons	0,5
1,0		$2,17 \times 10^{-18}$
1,5		$1,99 \times 10^{-12}$
2,0		$1,83 \times 10^{-9}$
2,5		$1,42 \times 10^{-9}$
3,0		$6,41 \times 10^{-9}$
3,5		$4,76 \times 10^{-9}$
4,0		$1,64 \times 10^{-8}$
4,5		$3,76 \times 10^{-9}$
5,0		$3,42 \times 10^{-9}$
5,5		$2,76 \times 10^{-9}$
6,0		$1,01 \times 10^{-9}$
6,5		$8,04 \times 10^{-8}$
Total	$5,71 \times 10^{-2}$	

4.5 Cálculo da taxa de dose efetiva após tanque de combustível

Na Figura 13 pode-se verificar a presença de dois tanques anexos ao compartimento de reator, utilizados para armazenamento de Óleo Diesel Marítimo (ODM) ($C_{12}H_{23}$). Para calcular a taxa de dose efetiva nos compartimentos após esses tanques faz-se necessário calcular a seção de choque macroscópica desse combustível, bem como o coeficiente de atenuação linear.

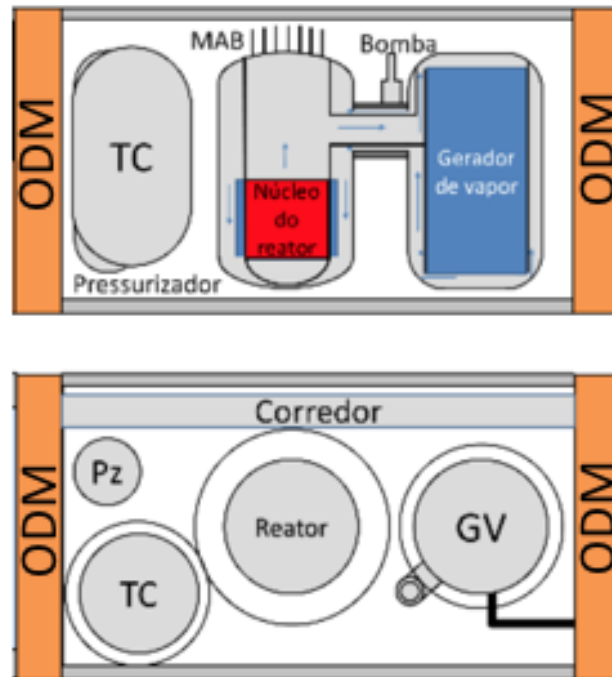


Figura 13 - Visões lateral e superior do compartimento do reator. Adaptado de (FREIRE, 2018, p. 127). TC = Tanque de Compensação; Pz = Pressurizador; GV = Gerador de Vapor e MAB = Mecanismo de Acionamento de Barras

Para efetuar o cálculo da seção de choque macroscópica do ODM faz-se necessário determinar a seção de choque macroscópica de todo hidrogênio (^1H) presente na molécula do ODM, e deverá ser adicionado a esse valor a seção de choque macroscópica de todos os elementos carbonos existentes.

Sabe-se que a seção de choque microscópica do hidrogênio (^1H) é apresentada pela Tabela 6 e a do carbono (C^{12}) é de $\sigma_c = 0,81$ barns (ROCKWELL, 1956, p. 7) e o número de moléculas conforme Tabela 1; dessa forma, a seção de choque macroscópica (Σ) do ODM é dada na Tabela 29 em função da energia.

Tabela 29 - Seção de choque macroscópica do ODM

Energia (MeV)	Σ_{ODM} (1/cm)
0,5	$0,42 \times 10^{-1}$
1,0	$3,39 \times 10^{-1}$
1,5	$2,78 \times 10^{-1}$
2,0	$2,36 \times 10^{-1}$
2,5	$2,06 \times 10^{-1}$
3,0	$1,85 \times 10^{-1}$
3,5	$1,69 \times 10^{-1}$
4,0	$1,57 \times 10^{-1}$
4,5	$1,47 \times 10^{-1}$
5,0	$1,39 \times 10^{-1}$
5,5	$1,32 \times 10^{-1}$
6,0	$1,27 \times 10^{-1}$
6,5	$1,21 \times 10^{-1}$
8,0	$1,08 \times 10^{-1}$

O coeficiente de atenuação linear é calculado com base nos dados fornecidos por Wood (1982, p. 82) combinados com as propriedades do ODM da Tabela 1; os resultados são apresentados na Tabela 30.

Tabela 30 - Coeficientes de atenuação mássico do hidrogênio (^1H), carbono e ODM e coeficiente de atenuação linear do ODM

Energia (MeV)	μ_{H}/ρ (cm^2/g)	μ_{C}/ρ (cm^2/g)	μ_{ODM}/ρ (cm^2/g)	μ_{ODM} ($1/\text{cm}$)
0,5	0,0966	0,0949	0,2577	0,2146
1,0	0,0706	0,0694	0,1896	0,1579
1,5	0,0575	0,0565	0,1548	0,1289
2,0	0,0493	0,0484	0,1320	0,1099
2,5	0,0444	0,0437	0,1183	0,0985
3,0	0,0396	0,0389	0,1047	0,0872
3,5	0,0367	0,0361	0,0965	0,0803
4,0	0,0339	0,0333	0,0883	0,0735
4,5	0,0320	0,0314	0,0827	0,0689
5,0	0,0301	0,0295	0,0772	0,0643
5,5	0,0288	0,0283	0,073	0,0609
6,0	0,0275	0,0270	0,0691	0,0575
6,5	0,0266	0,0261	0,0655	0,0545

Após o cálculo das seções de choque macroscópicas e coeficientes de atenuação linear do ODM, pode-se estabelecer o fator de atenuação do fluxo de nêutrons e fótons para cada valor de energia, apresentados na Tabela 31, sabendo-se que a espessura dos tanques são $x = 180$ cm.

Tabela 31 - Fator de atenuação do fluxo de nêutrons e fótons nos tanques de ODM

	Energia (MeV)	Fator de atenuação
Nêutrons	0,5	$4,18 \times 10^{-24}$
	2,0	$9,02 \times 10^{-20}$
	4,0	$3,77 \times 10^{-13}$
	6,0	$1,44 \times 10^{-10}$
	8,0	$3,82 \times 10^{-9}$
Fótons	0,5	$1,66 \times 10^{-17}$
	1,0	$4,50 \times 10^{-13}$
	1,5	$8,31 \times 10^{-11}$
	2,0	$2,54 \times 10^{-9}$
	2,5	$1,96 \times 10^{-8}$
	3,0	$1,52 \times 10^{-7}$
	3,5	$5,20 \times 10^{-7}$
	4,0	$1,78 \times 10^{-6}$
	4,5	$4,09 \times 10^{-6}$
	5,0	$9,39 \times 10^{-6}$
	5,5	$1,72 \times 10^{-5}$
6,0	$3,16 \times 10^{-5}$	
6,5	$5,40 \times 10^{-5}$	

Adicionalmente, faz-se necessário o cálculo dos raios gama gerados pela captura de nêutrons nos tanques de ODM. A seção de choque microscópica para captura de nêutrons no hidrogênio (^1H) possui o valor de $\sigma_{\text{H}} = 0,33$ barns e para o carbono (C^{12}) $\sigma_{\text{C}} = 4,50 \times 10^{-3}$ barns (ROCKWELL, 1956, p. 42).

Dessa forma, a seção macroscópica de captura de nêutrons para o hidrogênio (^1H) é calculado conforme a Equação (21):

$$\Sigma_{\text{captura}} = 0,33 \times 6,9088 \times 10^{22} \times 10^{-24} = 2,28 \times 10^{-2} \text{ (1/cm)} \quad (21)$$

O cálculo da seção macroscópica de captura de nêutrons para o carbono (C^{12}) é apresentada pela Equação (22):

$$\Sigma_{\text{captura}} = 4,50 \times 10^{-3} \times 3,6046 \times 10^{22} \times 10^{-24} = 1,62 \times 10^{-4} \text{ (1/cm)} \quad (22)$$

Com base nos dados obtidos é possível determinar o fluxo de nêutrons e fótons na saída do tanque de ODM, conforme Tabela 32:

Tabela 32 - Fluxo de nêutrons e fótons na saída do tanque de ODM

	Energia (MeV)	Fluxo (Partículas/cm ² ×s)
Nêutrons	0,5	$3,44 \times 10^{-26}$
	2,0	$1,27 \times 10^{-19}$
	4,0	$7,29 \times 10^{-13}$
	6,0	$1,08 \times 10^{-9}$
	8,0	$8,09 \times 10^{-8}$
Fótons	0,5	$4,26 \times 10^{-55}$
	1,0	$4,88 \times 10^{-26}$
	1,5	$5,51 \times 10^{-18}$
	2,0	$1,16 \times 10^{-13}$
	2,5	$5,59 \times 10^{-13}$
	3,0	$8,08 \times 10^{-3}$
	3,5	$3,54 \times 10^{-11}$
	4,0	$3,65 \times 10^{-10}$
	4,5	$1,71 \times 10^{-10}$
	5,0	$3,21 \times 10^{-10}$
	5,5	$4,32 \times 10^{-10}$
6,0	$2,68 \times 10^{-10}$	
6,5	$3,34 \times 10^{-8}$	

Tendo calculado o fluxo de nêutrons e fótons, é possível estabelecer a taxa de dose efetiva (CNEN, 2014) para cada faixa de energia. Para estabelecer a taxa de dose efetiva pelo fluxo de nêutrons foi utilizada Tabela de conversão de Rockwell (1956, p. 23) e para o fluxo de fótons foi empregada a equação prevista por Rockwell (1956, p. 18). As taxas de dose efetiva na saída do tanque de ODM estão apresentadas na Tabela 33.

Tabela 33 - Taxa de dose efetiva na saída do tanque de ODM

	Energia (MeV)	Taxa de dose efetiva (mSv/h)
Nêutrons	0,5	$2,34 \times 10^{-29}$
	2,0	$1,47 \times 10^{-22}$
	4,0	$9,72 \times 10^{-16}$
	6,0	$1,76 \times 10^{-12}$
	8,0	$1,56 \times 10^{-10}$
	Fótons	0,5
1,0		$9,75 \times 10^{-33}$
1,5		$1,65 \times 10^{-24}$
2,0		$4,65 \times 10^{-20}$
2,5		$2,80 \times 10^{-19}$
3,0		$4,85 \times 10^{-9}$
3,5		$2,47 \times 10^{-17}$
4,0		$2,92 \times 10^{-16}$
4,5		$1,54 \times 10^{-16}$
5,0		$3,21 \times 10^{-16}$
5,5		$4,75 \times 10^{-16}$
6,0		$3,21 \times 10^{-16}$
6,5		$4,34 \times 10^{-14}$
Total		$5,01 \times 10^{-9}$

4.6 Monitoramento do local de trabalho

4.6.1 Radiação externa

a) **Relacionado com a tarefa** – A função de rotina para radiação externa é necessária com um monitor de radiação fixo de taxa de dose com escala de valores entre 10^{-2} e 10^{-1} mSv/h, com alarme sonoro para taxas de dose superiores a $5,5 \times 10^{-2}$ mSv/h, localizado na parte central do corredor de passagem entre a sala de controle e sensores nucleares para a Praça de Máquinas principal, em frente ao Reator.

A Praça de Máquinas principal e o compartimento destinados aos sensores nucleares também deverão conter esses monitores, contudo com escalas entre 10^{-10} e 10^{-9} mSv/h e monitores com alarmes sonoros para taxas de dose superiores a $5,01 \times 10^{-9}$ mSv/h.

A permanência de IOE nesse corredor de acesso só poderá ser autorizada pelo Chefe de Máquinas (Chefe do Serviço de Radioproteção da UNM) até um limite de 17 h em um ano por IOE. Caso haja necessidade de que um IOE permaneça em período superior, há necessidade da autorização do Comandante do navio.

Vale a pena ressaltar que os cálculos foram realizados com o reator utilizando 100% da sua potência; sendo assim, de forma a minimizar as doses recebidas pelos IOE enquanto nesse corredor de acesso, é interessante estabelecer uma potência limite, a ser utilizada no caso da necessidade de permanência do IOE no interior desse compartimento.

b) Rotina - Em virtude da característica das UNM, não é possível a adoção desta função, tendo em vista que necessitaria ser feita por equipamento fixo, e nesses casos passa para o controle do Serviço de Radioproteção e assim deixaria de ser enquadrado como monitoramento relacionado com a tarefa.

4.6.2 Contaminação de superfície

a) Rotina - O Serviço de Radioproteção deverá ter à disposição instrumentos de detecção de radiação do tipo panqueca, que deverão ser utilizados caso seja detectada presença de partículas radiativas em suspensão ou caso seja necessária a realização de algum procedimento com a manipulação de ferramentas na Praça de Máquinas ou no seu corredor de acesso.

b) Relacionado com a tarefa - Não há necessidade do estabelecimento do monitoramento do local de trabalho com função relacionada à tarefa em virtude desse monitoramento ter sido englobado pela função de rotina.

4.6.3 Contaminação do ar

a) Monitoramento de alerta – Em virtude da possibilidade da contaminação do circuito secundário de vapor por meio de fissuras na tubulação de aquecimento do Gerador de Vapor

(GV), há necessidade de monitoramento de alerta a fim de mitigar a possibilidade de inalação de partículas que possam eventualmente aumentar a dose dos IOE.

Dessa forma, faz-se necessária a utilização de monitores nas aspirações das unidades de ventilação e ar-condicionado da Praça de Máquinas principal e seu corredor de acesso, de forma a identificar eventuais níveis de concentração de contaminante no ar superiores a $0,3 \text{ mSv/h}^1$, de forma que um IOE que seja empregado até 17h a critério do Chefe de Máquinas, sendo assim não ultrapassará o valor de 6 mSv/a .

b) Amostragem de área – Esse tipo de monitoramento não será necessário porque os locais possíveis de contaminação do ar não são guardados permanentemente; sendo assim, o IOE antes de adentrar esse compartimento deverá checar os valores do nível de concentração do contaminante no ar e, ao ser atingido o valor de $0,3 \text{ mSv/h}$, deverá se ausentar do local. Esse monitoramento deverá ter mostradores no local de trabalho, bem como na sala de controle; e

c) Amostragem representativa – Pelos mesmos motivos assinalados anteriormente, não é necessária a utilização do monitoramento do local de trabalho por contaminação do ar por amostragem representativa.

4.7 Monitoramento individual

a) Radiação externa - Apesar do sugerido pela ICRP (1997) de dispensar a utilização de dosimetria individual para radiação externa em avaliação de doses inferiores a 1 mSv , em virtude do baixo custo e devido ao risco potencial, nesta proposta recomenda-se que esses dosímetros deverão ser sensíveis a nêutrons.

Os IOEs que eventualmente possam ter de acessar o corredor de entrada à Praça de Máquinas deverão portar adicionalmente dosímetros com alarme sonoro e leitura direta de taxa de dose e monitoramento pela sala de controle, ou seja, devem ser capazes de realizar a transmissão dos dados recebidos para um sistema de monitoramento presente na sala de controle. Esses dosímetros deverão computar também as doses provenientes de nêutrons, tendo em vista que são responsáveis pela maior parte da dose recebida nesse corredor, logo após a saída do último elemento de blindagem, como verificado na Tabela 28.

¹ Esse valor foi obtido dividindo 5 mSv por 17h; sendo assim, se o IOE trabalhar 17h anuais com essa taxa de dose terá uma dose anual de 5 mSv acrescida de 1 mSv da radiação externa desse período, totalizando um valor seguro de 6 mSv .

b) Exposição interna - O monitoramento individual do tipo exposição interna de rotina deverá ser realizado periodicamente após um período de embarque que esteja entre 30 e 60 dias, por ocasião do retorno ao porto sede. Caso o retorno supere os 60 dias, faz-se necessária uma verificação intermediária entre as travessias para todos os IOEs que acessaram o corredor adjunto ao reator e à Praça de Máquinas principal. Não há necessidade do estabelecimento de um monitoramento relacionado à tarefa para monitoramento individual para exposição interna em virtude de não haver atividades que necessitem de monitoramento próprio.

c) Contaminação de pele e roupa - A fim de realizar, com função relacionada com a tarefa, o monitoramento individual de pele e roupa, faz-se necessária a utilização de um monitor de área do tipo portal para acesso e saída do corredor de entrada do reator e da Praça de Máquinas principal; apesar de se tratar de uma função relacionada com a tarefa, o monitoramento é feito por equipamento fixo. Dessa forma, deverá ter um repetidor de leitura na sala de controle; sendo assim, o controle desse tipo de monitoramento deverá ser desempenhado pelo serviço de radioproteção, deixando o IOE livre para o desempenho de sua tarefa.

4.8 Monitoramento Especial (Interventor)

O monitoramento do local de trabalho e individual com função especial (interventora) se restringe, nas UNM, ao Serviço de Radioproteção, que deverá intervir nos casos em que as taxas de dose superarem os limites derivados estabelecidos e em situações de contaminação.

Em situações normais de trabalho pode ser necessária a utilização da função especial (interventora) nas UNM, por solicitação do Serviço de Radioproteção: no início de funcionamento da usina, logo após períodos de manutenção onde tenham sido realizadas alterações consideráveis, quando há necessidade de avaliar a adequabilidade de um monitoramento de rotina ou quando se fizer necessário aperfeiçoar os modelos de interpretação de dados dos apontamentos de radioproteção.

Em situações anormais podem ser necessárias ao ser verificado um resultado inesperado nos valores das doses recebidas pelos IOEs ou quando ocorrer algum acidente; nestes casos, há necessidade de ser realizado relatório interno ao Serviço de Radioproteção de forma a permitir uma análise cuidadosa para o reestabelecimento da situação normal de trabalho.

4.9 Classificação das áreas de trabalho

Na UNM desenvolvida por Freire (2018), apesar das áreas que não compreendem o compartimento do reator apresentarem doses inferiores a 1 mSv/a, não devem ser consideradas áreas livres em decorrência do risco potencial; sendo assim, necessitam de supervisão, devendo ser classificadas como áreas supervisionadas.

O compartimento do reator e a Praça de Máquinas da propulsão devem ser consideradas controladas, tendo em vista que a taxas de dose são controladas e apresentam riscos associados de contaminação do ar, e de pele e roupa, conforme Figura 14.

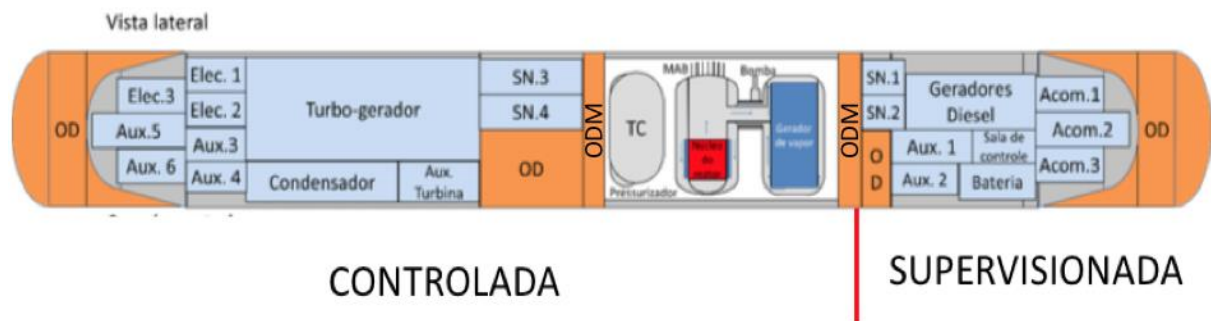


Figura 14 - Classificação das áreas de trabalho. Adaptado de (FREIRE, 2018, p. 127)

4.10 Identificação dos instrumentos

4.10.1 Monitoramento do local de trabalho

a) Radiação Externa – Para o monitoramento da radiação externa, faz-se necessária a adoção de um monitor de taxa de dose com escala entre 10^{-2} e 10^{-1} mSv/h, capaz de detectar taxas de dose provenientes de raios gama e também nêutrons e com alarme para taxas superiores a $0,55 \mu\text{Sv/h}$ com indicação na sala de controle do reator, e sua localização, deverá ser em frente ao reator, de forma abranger o local de maior taxa de dose no corredor (Figura 15).

Outros dois monitores devem ser localizados no acesso ao corredor do compartimento do reator, bem como na entrada da Praça de Máquinas, deverá monitorar taxa de dose com escala entre 10^{-10} e 10^{-9} mSv/h, não há necessidade de ser capaz de medir nêutrons, tendo em vista que essas partículas não correspondem a um valor significativo da taxa de dose neste local, contudo devem fornecer um alarme de dose no valor de $5,0 \times 10^{-9}$ mSv/h, tendo em vista que

essa é a taxa de dose estando o reator na potência máxima; sendo assim, taxas de doses superiores a essa devem ser verificadas.

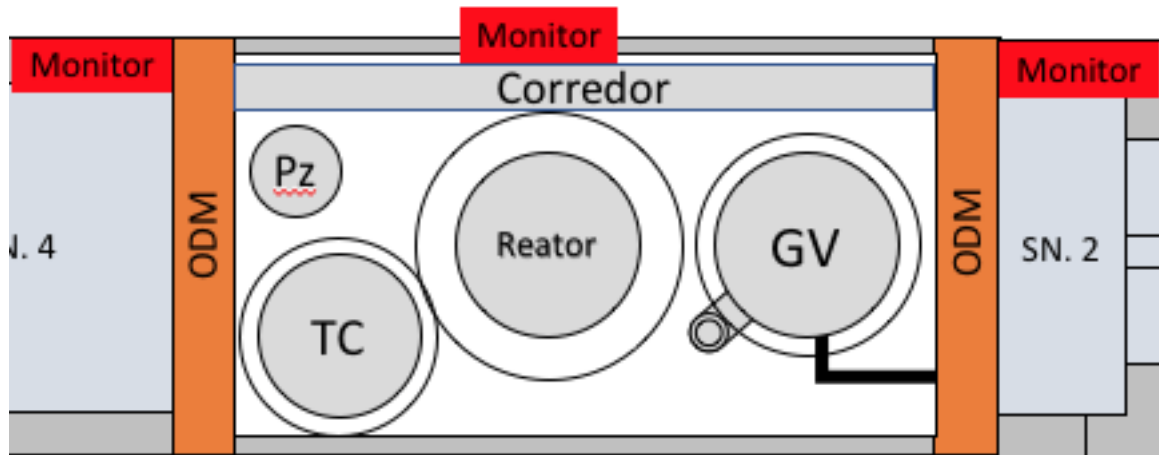


Figura 15 - Localização de monitores de radiação externa. Adaptado de (FREIRE, 2018, p. 127). TC = Tanque de Compensação; Pz = Pressurizador e GV = Gerador de Vapor

b) Contaminação do ar – Sabe-se que é possível a contaminação do circuito secundário de vapor por meio de vazamentos no GV; dessa forma, é necessário monitorar possíveis contaminações no ar nos compartimentos em que há tubulação de um desses circuitos. A localização desses monitores deve ser a aspiração do sistema de condicionamento de ar e ventilação; sendo assim, sugere-se a utilização dos monitores conforme Figura 16.

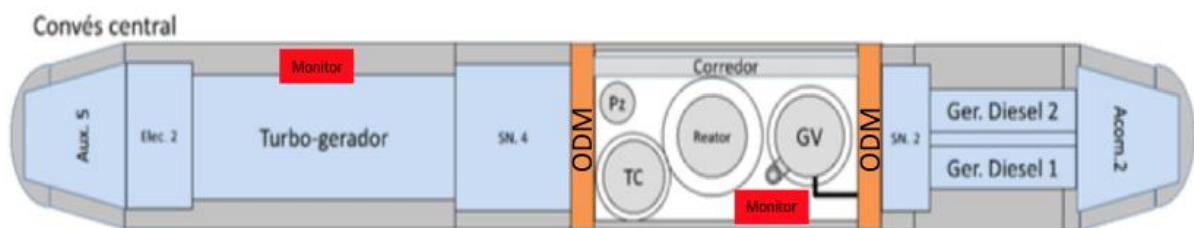


Figura 16 - Localização dos monitores de contaminação do ar. Adaptado de (FREIRE, 2018, p. 127)

Esses monitores devem apresentar informações na sala de controle do reator de forma a controlar o acesso de IOE nesses compartimentos; outra função importante é o alarme sonoro no local para taxas de dose superiores a 0,3 mSv/h, com o intuito de alertar os IOE que possam estar em efetivo trabalho.

c) **Contaminação de superfície** – O monitoramento para contaminação de superfície deve ser realizado por meio de detectores do tipo panqueca sob a responsabilidade do Serviço de Radioproteção, somente nos compartimentos do reator e Praça de Máquinas, previamente a qualquer atividade realizada por IOE nesses compartimentos de forma a evitar disseminação de contaminação por outros compartimentos da UNM.

4.10.2 Monitoramento Individual

a) **Radiação externa** – Todos os IOE da UNM deverão portar dosímetro individual capaz de registrar doses em um período de até 30 dias com limite de $90 \mu\text{Sv}$. Os IOE que possam acessar o compartimento do reator e Praça de Máquinas deverão portar dosímetro individual digital com registro de taxa de dose, alarme sonoro local e acompanhamento remoto pela sala de controle do reator. Esse dosímetro deverá ser sensível às taxas de dose provenientes dos nêutrons, tendo em vista que compõem o maior componente da taxa de dose no compartimento do reator, conforme a Tabela 28.

b) **Contaminação de pele e roupa** – O monitoramento que visa evitar a contaminação de pele e roupa deverá ser realizado por detector fixo do tipo portal, e deverá ser utilizado por todos os IOE que adentrem o compartimento do reator e Praça de Máquinas por ocasião da saída. Deverá estar localizado conforme Figura 17.

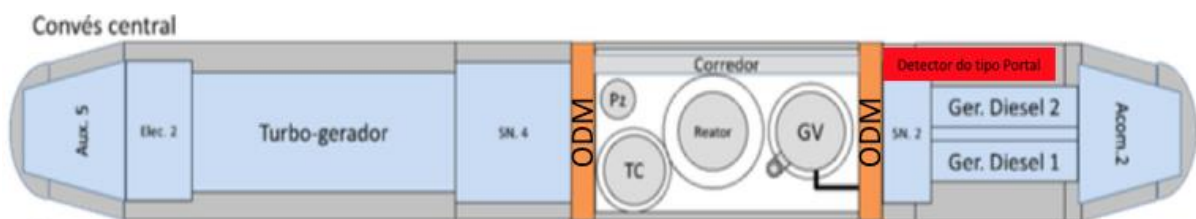


Figura 17 - Localização do monitoramento referente à contaminação de pele e roupa.

Adaptado de (FREIRE, 2018, p. 127)

5 DISCUSSÃO

Analisando inicialmente os resultados, é possível verificar na produção de nêutrons e fótons no núcleo do reator, Tabela 5, que a geração tanto de nêutrons como de fótons se concentra nas faixas de energia de menor intensidade, decrescendo com o aumento da energia, conforme Figura 18.

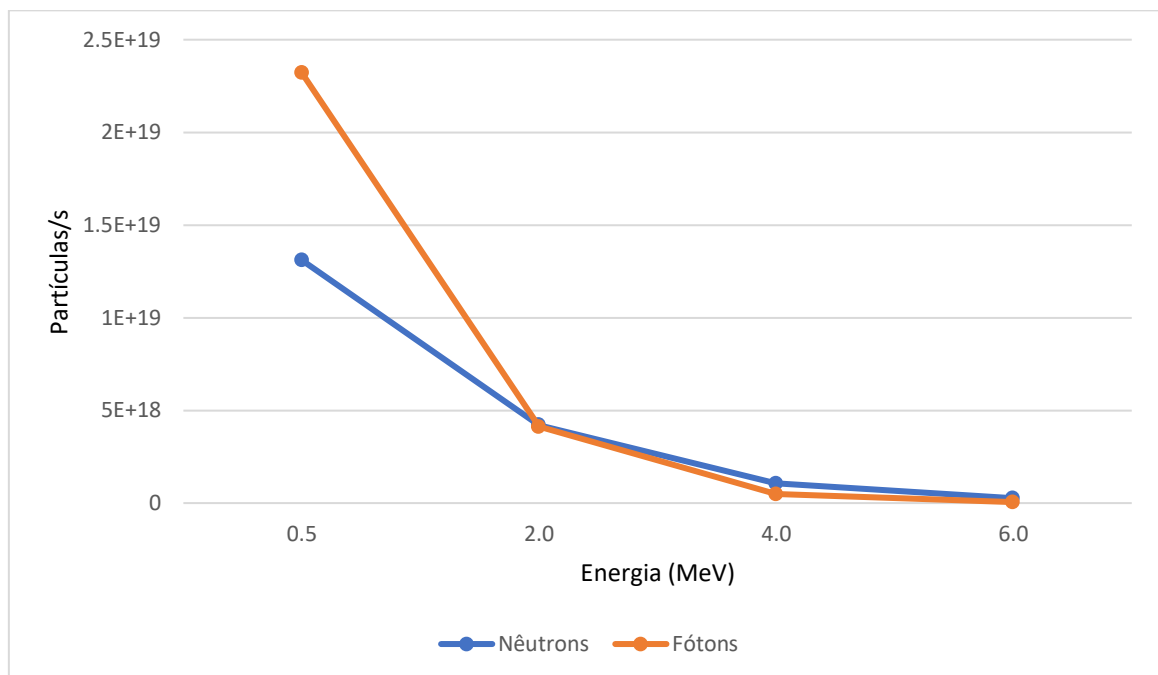


Figura 18 - Produção de nêutrons e fótons no núcleo do reator

Contudo, ao analisar a Tabela 5, é possível verificar na produção de fótons que os valores referentes às energias de 3,5 e 4,0 MeV (ROCKWELL, 1956, p. 34), apesar de bem próximas, não decrescem, pelo contrário: a produção de fótons referente à energia de 4,0 MeV é ligeiramente superior à de 3,0 MeV.

Em relação aos nêutrons, percebe-se que a atenuação depende exclusivamente da seção de choque macroscópica do meio pelo qual eles irão passar. A água do moderador, por exemplo, apresenta seções de choques macroscópicas maiores para as energias menores, Tabela 6; dessa forma, as energias menores sofrem maiores reduções (Tabela 7).

O mesmo fato não pode ser observado na parede do reator, tendo em vista que as seções de choque do Ferro não apresentam diminuição à medida que se aumenta energia, como se pode ver na Tabela 8. É importante notar que para a energia de 2 MeV, esse material apresenta

valores baixos de seção de choque, conseqüentemente a atenuação nessa energia é menor, fato percebido na Tabela 21.

5.1 Análise dos elementos de blindagem

No chumbo, a seção de choque não varia com a energia, logo a atenuação de nêutrons é proporcional em todas as energias, como pode ser observado nas tabelas das interações com as blindagens de chumbo.

No caso dos fótons, a análise é exatamente a mesma, contudo utiliza-se o coeficiente de atenuação linear ao invés da seção de choque; no entanto, vale a pena ressaltar que são relevantes os valores referentes à emissão de fótons por meio da captura de nêutrons.

No que tange à blindagem, foi confeccionada a Tabela 34 de forma análoga às Tabelas 28 e 33, apresentando as taxas de dose efetiva após os elementos de blindagem, bem como a contribuição das taxas de dose referentes a nêutrons e fótons.

Tabela 34 - Taxa de dose efetiva após os elementos da blindagem

	Taxa de dose efetiva (mSv/h)	Contribuição de Nêutrons (mSv/h)	Contribuição de Fótons (mSv/h)
Reator	$1,94 \times 10^4$	$7,65 \times 10^3$	$1,18 \times 10^4$
Primeira blindagem de Chumbo	$7,62 \times 10^2$	$7,61 \times 10^2$	$6,13 \times 10^{-1}$
Primeira blindagem de Água	$3,93 \times 10^1$	$3,90 \times 10^1$	$3,25 \times 10^{-1}$
Segunda blindagem de Chumbo	$3,88 \times 10^0$	$3,88 \times 10^0$	$1,92 \times 10^{-5}$
Segunda blindagem de Água	$5,74 \times 10^{-1}$	$5,74 \times 10^{-1}$	$1,07 \times 10^{-5}$
Terceira blindagem de Chumbo	$5,71 \times 10^{-2}$	$5,71 \times 10^{-2}$	$1,22 \times 10^{-9}$
Tanque ODM	$5,01 \times 10^{-9}$	$1,57 \times 10^{-10}$	$4,85 \times 10^{-9}$

Com esses dados é possível perceber que, na saída do reator, os fótons são responsáveis pela maior parte das taxas de dose, em torno de 60% do total. Entretanto, logo após a passagem pelo primeiro elemento de blindagem de chumbo, a contribuição dos nêutrons para a taxa de dose já é superior, em torno de 99,9%.

Nessa interação também pode-se perceber que o chumbo é responsável pela atenuação de 99% das taxas de dose provenientes dos fótons e 90% dos nêutrons, demonstrando ser um bom elemento de blindagem tanto para fótons como para nêutrons.

A segunda interação da blindagem é referente à primeira blindagem de água, os resultados demonstram que nessa etapa a água foi responsável pela blindagem de aproximadamente 47% das taxas de dose oriundas por fótons e 95% dos nêutrons, demonstrando não ser um bom elemento de blindagem de fótons, no entanto um ótimo elemento atenuador de nêutrons.

Na interação referente à segunda blindagem de chumbo, foram obtidos valores percentuais semelhantes; em relação aos nêutrons novamente o percentual é apresentado como 90%, tendo em vista que a seção de choque do chumbo independe da energia do nêutron incidente (ROCKWELL, 1956, p. 7). Apesar do coeficiente de atenuação linear do chumbo variar conforme a energia do fóton incidente, ele apresenta uma alta absorção em toda a faixa de energia, repetindo os 99,9% de redução.

Na segunda blindagem de água, em relação aos nêutrons foi obtido um valor percentual distinto de decréscimo da taxa de dose, fato devido aos nêutrons de altas energias apresentarem um declínio de taxa de dose com valor absoluto superior às demais energias, contudo a diminuição da taxa de dose para essas energias é menor; sendo assim, ao ser calculada a queda percentual de toda a taxa de dose, ela é inferior à da primeira blindagem.

Conforme esperado, a terceira blindagem de chumbo apresenta novamente os valores de decréscimo de taxa de dose no valor de 90% para nêutrons e 99,9% para fótons.

Caso a blindagem fosse composta unicamente pelo elemento chumbo, ou seja, uma blindagem de espessura de 1 m de chumbo, deve-se multiplicar os dados da Tabela 21 com os fatores de atenuação para nêutrons e fótons (espessura de 1 m); somando o valor referente à emissão de raios gama provenientes da captura de nêutrons, foi confeccionada a Tabela 35.

Tabela 35 - Taxa de dose efetiva para blindagem apenas de chumbo

	Energia (MeV)	Partículas/s	Fluxo (Partículas/cm ² ×s)	Taxa de dose efetiva (mSv)
Nêutrons	0,5	$3,65 \times 10^6$	$2,37 \times 10^0$	$1,61 \times 10^{-3}$
	2,0	$7,60 \times 10^7$	$4,93 \times 10^1$	$5,67 \times 10^{-2}$
	4,0	$4,13 \times 10^6$	$2,68 \times 10^0$	$3,57 \times 10^{-3}$
	6,0	$4,55 \times 10^6$	$2,95 \times 10^0$	$4,81 \times 10^{-3}$
	8,0	$6,42 \times 10^6$	$4,17 \times 10^0$	$8,02 \times 10^{-3}$
Fótons	0,5	$4,83 \times 10^{-59}$	$3,14 \times 10^{-65}$	$3,14 \times 10^{-72}$
	1,0	$8,98 \times 10^{-20}$	$5,83 \times 10^{-26}$	$1,17 \times 10^{-32}$
	1,5	$8,02 \times 10^{-11}$	$5,21 \times 10^{-17}$	$1,56 \times 10^{-23}$
	2,0	$1,23 \times 10^{-7}$	$7,99 \times 10^{-14}$	$3,20 \times 10^{-20}$
	2,5	$5,66 \times 10^{-7}$	$3,68 \times 10^{-13}$	$1,84 \times 10^{-19}$
	3,0	$3,97 \times 10^{-6}$	$2,58 \times 10^{-12}$	$1,55 \times 10^{-18}$
	3,5	$2,31 \times 10^{-6}$	$1,50 \times 10^{-12}$	$1,05 \times 10^{-18}$
	4,0	$6,38 \times 10^{-6}$	$4,15 \times 10^{-12}$	$3,32 \times 10^{-18}$
	4,5	$1,05 \times 10^{-6}$	$6,84 \times 10^{-13}$	$6,16 \times 10^{-19}$
	5,0	$6,97 \times 10^{-7}$	$4,53 \times 10^{-13}$	$4,53 \times 10^{-19}$
	5,5	$3,87 \times 10^{-7}$	$2,51 \times 10^{-13}$	$2,77 \times 10^{-19}$
	6,0	$9,89 \times 10^{-8}$	$6,42 \times 10^{-14}$	$7,71 \times 10^{-20}$
6,5	$1,60 \times 10^{11}$	$1,04 \times 10^5$	$1,35 \times 10^{-1}$	
			Total	$2,10 \times 10^{-1}$

Ao analisar esses resultados, percebe-se que, caso na blindagem da usina fosse utilizado somente o elemento chumbo, a taxa de dose na saída seria em torno de 3,67 vezes superior à taxa de dose obtida com a blindagem da Figura 12, como se pode ver na Tabela 28.

Ao verificar os componentes dessa taxa de dose, percebe-se que é composta por 35,6% oriunda de nêutrons e 64,4% proveniente dos fótons. Apesar do chumbo ser um excelente atenuador de fótons, como pôde ser visto anteriormente, os fótons gerados pela captura de nêutrons se concentram na energia de 6,5 MeV, como pode ser visto na Tabela 35, correspondendo ao fator preponderante na composição da taxa de dose efetiva total.

Outra possibilidade seria a utilização de água ao invés de ODM nos tanques adjacentes ao compartimento do reator, realizando os cálculos obtêm-se os dados apresentados na Tabela 36:

Tabela 36 - Taxa de dose efetiva na saída do tanque de água

	Energia (MeV)	Taxa de dose efetiva (mSv/h)
Nêutrons	0,5	$1,92 \times 10^{-66}$
	2,0	$1,09 \times 10^{-60}$
	4,0	$1,49 \times 10^{-61}$
	6,0	$2,44 \times 10^{-61}$
	8,0	$4,39 \times 10^{-61}$
Fótons	0,5	$2,58 \times 10^{-45}$
	1,0	$2,17 \times 10^{-20}$
	1,5	$1,99 \times 10^{-20}$
	2,0	$3,42 \times 10^{-12}$
	2,5	$1,42 \times 10^{-11}$
	3,0	$6,41 \times 10^{-11}$
	3,5	$4,76 \times 10^{-11}$
	4,0	$8,78 \times 10^{-11}$
	4,5	$3,76 \times 10^{-11}$
	5,0	$3,42 \times 10^{-11}$
	5,5	$2,76 \times 10^{-11}$
	6,0	$1,01 \times 10^{-11}$
	6,5	$4,61 \times 10^{-12}$
Total		$3,31 \times 10^{-10}$

Pode-se observar que caso seja utilizado água ao invés de ODM, as taxas de dose recebidas pelos IOE seriam 15 vezes menores que as recebidas utilizando ODM nos tanques adjacentes ao compartimento do reator.

5.2 Classificação das áreas de trabalho

Analisando a Figura 19, percebe-se que o compartimento que apresenta a maior taxa de dose e pode ser transitado por um IOE é o corredor de acesso à Praça de Máquinas da usina. Esse corredor está adjacente ao compartimento do reator, logo após a blindagem, sendo que as taxas de doses nesse compartimento não recebem a atenuação dos tanques de ODM.

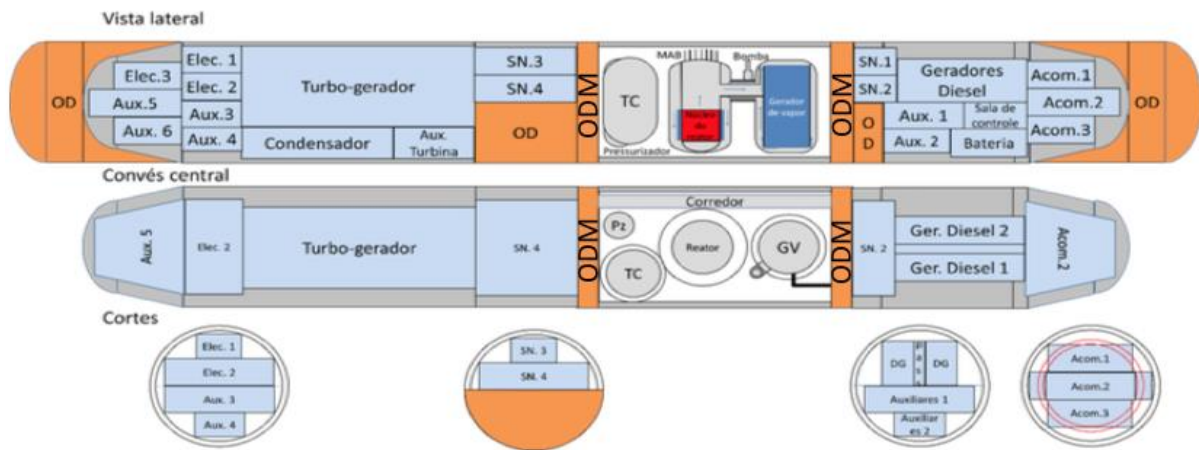


Figura 19 - Arranjo geral da usina nuclear móvel. Adaptado de (FREIRE, 2018, p. 127)

Trata-se de um local de acesso, ou seja, onde não é esperado que um IOE permaneça por um período prolongado. O valor de taxa de dose para este compartimento é apresentado pela Tabela 28, no valor total de $5,71 \times 10^{-2}$ mSv/h; dessa forma, em um ano, conforme CNEN (2014, p. 13), um IOE poderá permanecer durante os períodos apresentados na Tabela 37.

Tabela 37 - Doses efetivas após a blindagem

Dose anual (mSv)	Tempo para atingir (h)
1	17,5
5	87,5
20	350,1
50	875,3

Fator importante é que os dados de taxas de dose ao longo deste estudo foram obtidos com base na potência máxima do reator; desta forma, é possível minimizar as doses nesse corredor de acesso, simplesmente reduzindo assim as atividades do reator.

Vale salientar também que, nesse tipo de usina, não é possível o regime de 2000 h anuais de trabalho, tendo em vista que não é exequível realizar um regime diário de exposição. Uma vez embarcado, o IOE receberá as taxas de dose durante todo o período em que estiver a bordo durante as viagens.

Nesse compartimento os nêutrons são responsáveis praticamente por 100% da dose total; dessa forma, os monitores de área deverão ser capazes de detectar as doses oriundas do fluxo de nêutrons.

Nos compartimentos que estão localizados após os tanques de ODM são observadas taxas de dose efetiva no valor de $5,01 \times 10^{-9}$ mSv/h, ou seja, é possível um IOE permanecer na UNM durante todo o ano, tendo como dose anual o valor de 43,9 nSv, valor muito inferior ao limite de dose anual para indivíduos do público (1 mSv) (IAEA, 1996).

5.3 Níveis de referência

A adoção dos níveis de referência nas UNM são fundamentais para impedir que o IOE receba uma dose anual superior à dose avaliada. Este fato se deve à dificuldade de remoção e alteração de IOE em situações de viagens em que a dose estimada seja superior à dose avaliada para aquele período.

Dessa forma, sugere-se a adoção dos valores estabelecidos pela CIPR (ICRP, 1997), contudo o registro dos valores observados deve ser feito em intervalos não superiores às mensais de forma a garantir uma interpretação adequada dos resultados em intervalos inferiores aos períodos de travessias.

Com base nesses dados, foi confeccionada a Tabela 38, com as sugestões de níveis de referência para o monitoramento individual:

Tabela 38 - Sugestões de níveis de referência

Nível de Referência	Justificativa	Valor anual (mSv)	Valor mensal
Nível de Registro	1/10 de 50 mSv	5	454,0 μ Sv
Nível de Investigação	3/10 de 20 mSv	6	545,0 μ Sv
Nível de Intervenção	3/10 de 50 mSv	15	1,3 mSv

6 CONCLUSÃO

O objetivo deste trabalho foi estabelecer um plano preliminar de monitoramento radiológico para avaliar doses recebidas pelos IOE da UNM proposta por Freire (2018, p. 118), tendo sido cumpridos os seguintes objetivos específicos:

- 1 - Realizar uma avaliação radiológica inicial: Realizado no Capítulo 4;
- 2 - Estabelecer a classificação das áreas de trabalho: Realizado no item 4.9;
- 3 - Verificar se os controles de engenharia são adequados: Realizado no item 5.1;
- 4 - Calcular os limites anuais de dose efetiva: Realizados no item 4.5;
- 5 - Comparar os limites anuais aos níveis de referência e limites autorizados: Realizados no Capítulo 5;
- 6 - Desenvolver as funções e tipos de monitoramento: Realizados nos itens 4.6, 4.7 e 4.8; e
- 7 - Tipificar os instrumentos: Realizado no item 4.10.

Os cálculos foram realizados tendo como base um caráter conservador, com aproximações de forma a maximizar a dose efetiva do IOE; mesmo assim pôde-se perceber taxas de dose bem reduzidas.

Percebe-se que caso o IOE permaneça embarcado durante um ano completo, a dose efetiva anual será de 43,9 nSv, valor bem inferior do que estivesse na Praia de Cumuruxatiba, cuja dose efetiva anual é de 17,72 mSv/a (VASCONCELOS, 2010).

Analisando os resultados obtidos, pode-se concluir que, com base nos controles de engenharia propostos, a usina desenvolvida por Freire (2018) apresentou valores seguros de taxas de dose para um IOE, do ponto de vista da proteção radiológica.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

AIRWAY, página eletrônica, www.airway.com.br. **Os Ousados e Perigosos Aviões Nucleares**, 2016. Disponível em: <<https://www.airway.com.br/os-ousados-e-perigosos-avioes-nucleares/>>. Acesso em: 27 mai. 2021;

ANDERSON, W. R. **The ice diaries: the untold story of the cold war's most daring mission**. Thomas Nelson: Nashville, 2008;

ARMYTIMES, página eletrônica, www.armytimes.com. **The army wants mobile nuclear reactors for fobs but some scientists say that's naive**, 2019. Disponível em: <<https://www.armytimes.com/news/your-army/2019/03/01/the-army-wants-mobile-nuclear-reactors-for-fobs-but-some-scientists-say-thats-naive/>>. Acesso em: 27 mai. 2021;

BBC, BRITISH BROADCASTING CORPORATION, página eletrônica, news.bbc.co.uk. **1956: Queen switches on nuclear power**, 2005. Disponível em: <http://news.bbc.co.uk/onthisday/hi/dates/stories/october/17/newsid_3147000/3147145.stm>. Acesso em: 23 mai. 2021;

BBC, BRITISH BROADCASTING CORPORATION, página eletrônica, www.bbc.com. **Russian-built nuclear submarine joins Indian navy**, 2012. Disponível em: <<https://www.bbc.com/news/world-asia-india-17606829>>. Acesso em: 13 jun. 2021;

BUKHARIN, O. Russia's Nuclear Icebreaker Fleet. **Science & Global Security**, n. 14, p. 25-31, 2006. Disponível em: <<http://scienceandglobalsecurity.org/archive/sgs14bukharin.pdf>>. Acesso em: 04 jun. 2021;

CNEN, Comissão Nacional de Energia Nuclear, página eletrônica, www.cnen.gov.br. **Biblioteca Digital Memória da CNEN**, 2007. Disponível em: <<http://memoria.cnen.gov.br/memoria/CronologiaUnidade.asp?Unidade=CNEN>>. Acesso em: 11 jul. 2021;

CNEN, Comissão Nacional de Energia Nuclear. **Normas básicas de proteção radiológica**, Resolução CNEN 06/1973, Rio de Janeiro, CNEN, 1973. Disponível em:

<<http://memoria.cnen.gov.br/manut/ImprimeLeg.asp?Tipo=RES%20%20&Ano=1973&NumNum=6>>. Acesso em 11 set. 2021;

CNEN, Comissão Nacional de Energia Nuclear. **Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica (CNEN NN 3.01)**. Rio de Janeiro, CNEN, 2014. Disponível em: <<http://appasp.cnen.gov.br/seguranca/normas/pdf/Nrm301.pdf>>. Acesso em: 23 abr. 2020;

FLAKUS, F.N. Detection and measuring ionizing radiation – a short history. **International Atomic Energy Agency Bulletin**, n. 4, vol. 23, p. 31-36, 1981. Disponível em: <<https://www.iaea.org/sites/default/files/publications/magazines/bulletin/bull23-4/23405043136.pdf>>. Acesso em: 27 jun. 2021;

FREIRE, L. O.; DE ANDRADE, D. A. Historic survey on nuclear merchant ships. **Nuclear Engineering and Design**, n. 293, p. 176–186, 2015. Disponível em: <<https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0029549315003015>>. Acesso em: 10 jun. 2021;

FREIRE, L. O. **Metodologia de especificação e projeto aplicado a usinas nucleares móveis**. 2018. 180 p. Tese (Doutorado em Tecnologia Nuclear), Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, IPEN-CNEN/SP, São Paulo. Disponível em: <<https://teses.usp.br/teses/disponiveis/85/85133/tde-01112018-155151/pt-br.php>>. Acesso em: 10 jun. 2021;

IAEA, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Basic requirements for personnel monitoring, Safety Series n° 14**, Vienna. IAEA, 1980. Disponível em: <https://gssn.iaea.org/Superseded%20Safety%20Standards/Safety_Series_014_1980.pdf>. Acesso em: 23 jul. 2021;

IAEA, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Basic safety standards for radiation protection, Safety Series n° 9**, Vienna. IAEA, 1967. Disponível em: <https://gssn.iaea.org/Superseded%20Safety%20Standards/Safety_Series_009_1967.pdf#sea sea=safety%20series%209>. Acesso em: 11 jul. 2021;

IAEA, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, página eletrônica, www.iaea.org. **History**, 1998. Disponível em: <<https://www.iaea.org/about/overview/history>>. Acesso em: 27 jun. 2021;

IAEA, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series nº 115**, Vienna. IAEA, 1996. Disponível em: <https://gssn.iaea.org/Superseded%20Safety%20Standards/Safety_Series_115_1996_Pub996_EN.pdf>. Acesso em: 16 jan. 2022;

IAEA, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, página eletrônica, www.iaea.org. **The Statute of the IAEA**, 1956. Disponível em: <<https://www.iaea.org/about/statute#a1-1>>. Acesso em: 11 jul. 2021;

ICRP, INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **Constitution of the International Commission on Radiological Protection**, 2016. Disponível em: <<https://www.icrp.org/docs/ICRP%20Constitution%202016-03-21.pdf>>. Acesso em: 11 jul. 2021;

ICRP, INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **Individual monitoring for internal exposure of workers. Publication 78**, Oxford. ICRP, 1997. Disponível em: <https://journals.sagepub.com/doi/pdf/10.1177/ANIB_27_3-4>. Acesso em: 24 jul. 2021;

ICRP, INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **General Principles for the Radiation Protection of Works. Publication 75**, Oxford. ICRP, 1997. Disponível em: <https://journals.sagepub.com/doi/pdf/10.1177/ANIB_27_1>. Acesso em: 21 jul. 2021;

ICRP, INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **Implications of Commission Recommendations that Doses be kept as Low as Readily Achievable. Publication 22**, Oxford. ICRP, 1973. Disponível em: <<https://journals.sagepub.com/doi/pdf/10.1016/S0074-27407380004-2>>. Acesso em: 11 jul. 2021;

ICRP, INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **Permissible dose for internal radiation. Publication 2**, London. ICRP, 1959. Disponível em: <<https://journals.sagepub.com/doi/pdf/10.1016/S0074-27406080001-3>>. Acesso em: 11 jul. 2021;

ICRP, INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **Protection from Potential Exposure – A Conceptual Framework. Publication 64**, Oxford. ICRP, 1993. Disponível em: <https://journals.sagepub.com/doi/pdf/10.1177/ANIB_23_1>. Acesso em: 18 jul. 2021;

ICRP, INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Publication 1**, New York. ICRP, 1958. Disponível em: <<https://journals.sagepub.com/doi/pdf/10.1016/S0074-27402880016-X>>. Acesso em: 23 jan. 2022;

ICRP, INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Publication 9**, Oxford. ICRP, 1965. Disponível em: <<https://journals.sagepub.com/doi/pdf/10.1016/S0074-27406580004-6>>. Acesso em: 11 jul. 2021;

ICRP, INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **Statement on Tissue Reactions**, Seoul. ICRP, 2011. Disponível em: <<https://www.icrp.org/docs/2011%20Seoul.pdf>>. Acesso em: 11 out. 2021;

JACKSON, R. **Submarines of the World**. Barnes & Nobles Books: Londres, 2000;

JAIF, página eletrônica, www.jaif.or.jp. **Nuclear Powered Ship Mutsu Designated as Special “Ship Heritage”**, 2020. Disponível em: <<https://www.jaif.or.jp/en/nuclear-powered-ship-mutsu-designated-as-special-ship-heritage/>>. Acesso em: 10 out. 2021;

JANES, página eletrônica, www.janes.com. **Chinese navy commission nuclear-powered submarine**, 2020. Disponível em: <<https://www.janes.com/defence-news/news-detail/chinese-navy-commissions-nuclear-powered-submarine>>. Acesso em: 18 fev. 2022;

KAPLAN, I. **Nuclear Physics**. Addison-Wesley Publishing Company: Massachussets, 1962. Disponível em: <https://anupturnedworld.files.wordpress.com/2016/06/irving_kaplan_nuclear_physics.pdf>. Acesso em: 09 set. 2021;

KHAN, S. U.; NAKHABOV, A. **Nuclear Reactor Technology Development and Utilization**. Woodhead Publishing: Cambridge, 2020. Disponível em: <<https://www.sciencedirect.com/book/9780128184837/nuclear-reactor-technology-development-and-utilization>>. Acesso em: 16 set. 2021;

LIDE, D. R. **CRC Handbook of Chemistry**. CRC Press LLC: Nova Iorque, 2005. Disponível em: <<https://ia800206.us.archive.org/16/items/CRC.Press.Handbook.of.Chemistry.and.Physics.85th.ed.eBook-LRN/CRC.Press.Handbook.of.Chemistry.and.Physics.85th.ed.eBook-LRN.pdf>>. Acesso em: 30 jan. 2022;

MAGNOLI, D. **A História das Guerras**. Contexto: São Paulo, 2006. Disponível em: <<https://fortalezas.org/midias/arquivos/4518.pdf>>. Acesso em: 10 jun. 2021;

MAIA, Y. **Uma proposta para o descomissionamento de submarinos nucleares no Brasil**. 2015. 190 p. Dissertação (Mestrado), Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Rio de Janeiro. Disponível em: <http://www.con.ufrj.br/wp-content/uploads/2015/11/Dissertacao_Yran_Maia.pdf>. Acesso em: 10 jun. 2021;

MILITARY BALANCE BLOG, página eletrônica, www.iiss.org. **China's submarine force: an overview**, 2017. Disponível em: <<https://www.iiss.org/blogs/military-balance/2017/10/china-submarine-force>>. Acesso em: 18 fev. 2022;

NAKAO, M. Radiation leaks from nuclear power ship “Mutsu”, **Failure Knowledge Database**, 100 Selected Cases, 1992. Disponível em: <<http://www.shippai.org/fkd/en/hfen/HA1000615.pdf>>. Acesso em: 10 jun. 2021;

NAVAL TECHNOLOGY, página eletrônica, www.naval-technology.com. **Arihant Class Submarine**, 2009. Disponível em: <<https://www.naval-technology.com/projects/arihant-class/>>. Acesso em: 13 jun. 2021;

NEWSWEEK, página eletrônica, www.newsweek.com. **India \$2.9 billion nuclear ballistic missile submarine flooded and almost sank after someone left the hatch open**, 2018. Disponível em: <<https://www.newsweek.com/indian-india-nuclear-submarine-ballistic-missile-sank-hatch-left-open-777804>>. Acesso em: 11 jul. 2021;

NOGUEIRA, V. M. **Estudo da densidade, viscosidade e velocidade do som de sistemas contendo biodiesel, diesel e óleo vegetal**. 2016. 82 p. Dissertação (Mestrado), Universidade Federal do Ceará, Fortaleza. Disponível em: <https://repositorio.ufc.br/bitstream/riufc/22182/1/2016_dis_vmnogueira.pdf>. Acesso em: 30 jan. 2022;

PENNY, S. K.; KINNEY, W. E. **A Re-evaluation of natural iron neutron and gamma-ray production cross sections – ENDF/B material 1124**. Oak Ridge National Laboratory: Oak Ridge, 1971. Disponível em: <<https://www.osti.gov/servlets/purl/4037932>>. Acesso em: 22 set. 2021;

PODER NAVAL, página eletrônica, www.naval.com.br. **Otto Hahn, o navio mercante nuclear que quase foi da MB**, 2008. Disponível em: <<https://www.naval.com.br/blog/2008/11/05/otto-hahn-o-navio-mercante-nuclear-que-quase-foi-da-mb/>>. Acesso em: 10 out. 2021;

ROCKWELL, T. **Reactor Shielding Design Manual**. United States Atomic Energy Commission, 1956. Disponível em: <<https://www.osti.gov/servlets/purl/4360248>>. Acesso em: 12 set. 2020;

ROYAL NAVY, página eletrônica, www.royalnavy.mod.uk. **Submarine Service**, 2021. Disponível em: <<https://www.royalnavy.mod.uk/our-organisation/the-fighting-arms/submarine-service>>. Acesso em: 13 jun. 2021;

RUSSIAN NAVY, página eletrônica, rusnavy.com. **Nuclear submarine Leninsky Komsomol will become a museum**, 2011. Disponível em: <http://rusnavy.com/news/navy/index.php?ELEMENT_ID=11811&sphrase_id=2647813>. Acesso em: 10 out. 2021;

SAUNDERS, S. **Jane's Fighting Ships**. Jane's Information Group: Coulsdon, 2004;

SCIENCE PHOTO, página eletrônica, www.sciencephoto.com. **First nuclear-powered ship, NS Lenin**, 2021. Disponível em: <<https://www.sciencephoto.com/media/164781/view/first-nuclear-powered-ship-ns-lenin>>. Acesso em: 10 out. 2021;

SORDI, G. M. A. A. Evolução dos paradigmas de proteção radiológica. **Revista Brasileira de Física Médica**. v. 3, n. 1, p. 35-41, 2009. Disponível em: <<http://www.rbfm.org.br/rbfm/article/view/33>>. Acesso em: 27 jun. 2021;

SOUZA, N. A. G. O Porquê de um submarino de propulsão nuclear? Lições sobre as Malvinas. **O Periscópio**. v. 71, p. 116-122, 2020. Disponível em: <<https://portaldeperiodicos.marinha.mil.br/index.php/periscopio/article/view/1912/1862>>. Acesso em: 03 jan. 2022;

STEAMTABLE, página eletrônica, www.steamtablesonline.com. **Steam97Web**, 1997. Disponível em: <<https://www.steamtablesonline.com/steam97web.aspx?lang=pt>>. Acesso em: 30 jan. 2022;

TIETZEN, K. **After thirty years: The Falklands war of 1982**. 2014. 106 p. Dissertação (Mestrado de História), Clemson University. Clemson. Disponível em: <https://tigerprints.clemson.edu/cgi/viewcontent.cgi?article=2922&context=all_theses>. Acesso em: 11 jun. 2021;

USNAVY, página eletrônica, www.navy.mil, Aircraft Carriers – CVN, 2021. Disponível em: <https://www.navy.mil/Resources/Fact-Files/Display-FactFiles/Article/2169795/aircraft-carriers-cvn/>. Acesso em: 03 jan. 2022;

USS NAUTILUS, página eletrônica, ussnautilus.org. **History of USS NAUTILUS**, 2021. Disponível em: <https://ussnautilus.org/history-of-uss-nautilus/>. Acesso em: 10 out. 2021;

VASCONCELOS, D. C. **Estudo da Radioatividade em Areias de Praias do Extremo Sul da Bahia utilizando Métodos de Análises Nucleares**. 2010. 124 p. Tese (Doutorado em Ciências e Técnicas Nucleares) da Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte. Disponível em: https://repositorio.ufmg.br/bitstream/1843/MBAM-8CUPWM/1/tese_final.pdf. Acesso em: 23 jan. 2022;

WOOD, J. **Computational Methods in Reactor Shielding**. Pergamon Press: New York, 1982. Disponível em: [https://books.google.com.br/books?hl=pt-BR&lr=&id=pwU6AwAAQBAJ&oi=fnd&pg=PP1&dq=J.+Wood+Computational+Methods+in+Reactor+Shielding,+Pergamon+Press,+New+York,+USA+\(1982\)&ots=kJxvm-8OW4&sig=gghLqObuDlbW8y7gBoLhqgW9FMw#v=onepage&q&f=false](https://books.google.com.br/books?hl=pt-BR&lr=&id=pwU6AwAAQBAJ&oi=fnd&pg=PP1&dq=J.+Wood+Computational+Methods+in+Reactor+Shielding,+Pergamon+Press,+New+York,+USA+(1982)&ots=kJxvm-8OW4&sig=gghLqObuDlbW8y7gBoLhqgW9FMw#v=onepage&q&f=false). Acesso em: 18 set. 2021; e

WORLD NUCLEAR ASSOCIATION, página eletrônica, world-nuclear.org. **Outline History of Nuclear Energy**, 2020. Disponível em: <https://world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/outline-history-of-nuclear-energy.aspx>. Acesso em: 23 mai. 2021.

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Diretoria de Pesquisa, Desenvolvimento e Ensino
Av. Prof. Lineu Prestes, 2242 – Cidade Universitária CEP: 05508-000
Fone/Fax(0XX11) 3133-8908
SÃO PAULO – São Paulo – Brasil
<http://www.ipen.br>

O IPEN é uma Autarquia vinculada à Secretaria de Desenvolvimento, associada à Universidade de São Paulo e gerida técnica e administrativamente pela Comissão Nacional de Energia Nuclear, órgão do Ministério da Ciência, Tecnologia, Inovações e Comunicações.
