AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO

**SEGURANÇA NO TRANSPORTE: UMA PROPOSTA DE BLINDAGEM PARA
RADIOFÁRMACOS**

RAQUEL FERREIRA LUCCHESI GUIMARÃES

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

**Orientador:
Prof. Dr. Jesualdo Luiz Rossi**

**São Paulo
2015**

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

**SEGURANÇA NO TRANSPORTE: UMA PROPOSTA DE BLINDAGEM PARA
RADIOFÁRMACOS**

Raquel Ferreira Lucchesi Guimarães

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

Orientador:
Prof. Dr. Jesualdo Luiz Rossi

Versão Corrigida
Versão Original disponível no IPEN

São Paulo
2015

Fonte de Financiamento: CAPES

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

Como citar:

GUIMARÃES, R. F. L. **SEGURANÇA NO TRANSPORTE**: UMA PROPOSTA DE BLINDAGEM PARA RADIOFÁRMACOS. 2015. 97 p. Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear), Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, IPEN-CNEN/SP, São Paulo. Disponível em: (data de consulta no formato: dd/mm/aaaa)

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

Guimarães, Raquel Ferreira Lucchesi

SEGURANÇA NO TRANSPORTE: UMA PROPOSTA DE BLINDAGEM PARA
RADIOFÁRMACOS / Raquel Ferreira Lucchesi Guimarães; orientador
Jesualdo Luiz Rossi. -- São Paulo, 2015.
97 p.

Dissertação (Mestrado) - Programa de Pós-Graduação em
Tecnologia Nuclear (Materiais) -- Instituto de Pesquisas
Energéticas e Nucleares, São Paulo, 2015.

1. Blindagem radiológica. 2. Radiotraçadores. 3.
Radiofármacos. 4. Shielding. 5. Transporte de radionuclídeos.
I. Rossi, Jesualdo Luiz , orient. II. Título.

Ao Daniel, por sua paciência em todos esses anos de estudos.

Agradecimentos

Agradeço ao IPEN-CNEN/SP pela oportunidade de realizar esse trabalho.

Agradeço ao Dr. Jesualdo Luiz Rossi por ter aceitado orientar este trabalho, sem o qual não teria sido possível conhecer e participar do projeto.

Agradeço a CAPES pela bolsa de estudos que proporcionou meios desse trabalho ser realizado.

Agradeço aos meus pais que auxiliaram minha primeira formação, sem ela não teria conhecido a possibilidade de fazer essa pós-graduação.

Agradeço ao meu esposo, Daniel, pelo carinho e paciência durante o tempo deste trabalho, por ter acreditado que eu conseguiria chegar ao seu término.

Agradeço aos meus amigos Igor, Débora e Rosana pelos bons momentos que passamos juntos.

Agradeço ao Me. e Engenheiro Rui Marques de Lima pelos depoimentos e material cedido para o trabalho que trouxeram detalhes.

Agradeço a Deus por permitir que mais esta etapa esteja concluída.

SEGURANÇA NO TRANSPORTE: UMA PROPOSTA DE BLINDAGEM PARA RADIOFÁRMACOS

Raquel Ferreira Lucchesi Guimarães

RESUMO

A produção de radiofármacos e radiotraçadores demanda uma estrutura que envolve a extração de minério, o transporte até os pontos onde esses serão beneficiados e, após esta etapa, seu armazenamento ou transporte até os hospitais e clínicas. Um dos radiotraçadores mais utilizados é o Tc-99m, atualmente importado. Seu uso inclui diagnóstico de câncer, doenças renais, do coração, cerebrais entre outras. Este trabalho traz uma pesquisa bibliográfica, descrevendo o embalado que é usado no transporte do radionuclídeo Tc-99m. Esse radionuclídeo será inserido no gerador que será levado aos hospitais que farão uso nos como radiofármaco (terapia) ou radiotraçador (diagnóstico). Os embalados usados atualmente foram importados por empresas que já não os certificam para uso. Além disso, a construção do reator multipropósito brasileiro (RMB), implica em ter embalados para o transporte de radionuclídeos, principalmente o Tc-99m que tem amplo uso na medicina. Assim, nasceu uma nova necessidade: a de se criar um produto nacional, de valor razoavelmente próximo ao comprado anteriormente, se possível com menor tamanho e massa, de modo que se tenham meios de manter o transporte de matéria-prima e produtos não só para a medicina, mas também para áreas como indústria, agronomia entre outras. Este trabalho teve foco no embalado produzido pela empresa Nordion do Canadá, utilizado para o transporte de Mo-99 para o posterior uso em geradores de Tc-99m, analisando o existente e propondo alternativas possíveis de serem produzidos no país. O material de blindagem contra radiação indicado pela documentação da Nordion é um metal, o urânio empobrecido. Uma avaliação de exemplar existente foi feita sendo sugerido o urânio para a blindagem e materiais diversos para as demais partes. A metodologia adotada foi a pesquisa bibliográfica e de campo (para conhecimento do objeto). Como resultado, foram apresentados casks com espessura e massa para a blindagem próximas às dos atualmente utilizados.

SAFETY IN TRANSPORTATION: A SHIELDING PROPOSAL FOR RADIOPHARMACEUTICALS

Raquel Ferreira Lucchesi Guimarães

ABSTRACT

The production of radiopharmaceuticals and radiotracers requires a structure that involves the extraction of ore, transport to the place where they will benefit and, after this stage, their storage or transport to hospitals and clinics. One of the most used radiotracers is the Tc-99m, currently imported. Its use includes diagnosis of cancer, kidney, heart and brain diseases, among others. This work brings a bibliographical research, describing the package that is used in the transport of the Tc-99m radionuclide. This radionuclide will be inserted into the generator that will be taken to hospitals that will use it as a radiopharmaceutical (therapy) or radiotracer (diagnosis). The packages used today were imported by companies that no longer certify them for use. In addition, the construction of the Brazilian multipurpose reactor (RMB), implies having packages for the transport of radionuclides, mainly the Tc-99m, which has wide use in medicine. Thus, a new requirement was born: that of creating a national product, with a value reasonably close to that purchased previously, if possible with a smaller size and mass, so that there are means of maintaining the transport of raw materials and products not only for medicine, but also for areas such as industry, agronomy and others. This work focused on the packaging produced by the company Nordion of Canadian, used for the transport of Mo-99 for later use in Tc-99m generators, analyzing the existing one and proposing possible alternatives to be produced in the country. The radiation shielding material indicated by the Nordion documentation is a metal, depleted uranium. An evaluation of an existing specimen was made, suggesting uranium for shield and various materials for the other parts. The methodology adopted was bibliographic and field research (for knowledge of the object). As a result, casks with thickness and mass for shield were presented close to those currently used.

SUMÁRIO

	Pg
1 INTRODUÇÃO	1
2 OBJETIVOS	4
3 METODOLOGIA	5
3.1 O produto e o projeto	5
4 FÍSICA NUCLEAR E BLINDAGEM	10
4.1 Átomo, molécula e modelo atômico	10
4.2 Isótopos e radioisótopos	12
4.3 Radiação e seu uso	13
4.4 Blindagem	17
4.4.1 Dose absorvida	21
4.4.2 Equivalente de dose, H	22
5 INTERAÇÃO DA RADIAÇÃO COM A MATÉRIA	24
6 O EMBALADO E OS PRODUTOS A SEREM TRANSPORTADOS	26
6.1 Os geradores	26
6.2 O transporte de produtos radioativos	28
6.3 Doses e limites de taxa de dose	32
6.4 Os embalados utilizados	32
6.5 Outro embalado com blindagem semelhante	38
7 O URÂNIO	39
7.1 Extração do urânio	41
7.2 Separação / síntese do urânio	42
7.3 O processo de extração	42
7.4 Ocorrências naturais	45
7.5 As fases de extração até o preparo para o uso	46
7.5.1 Prospecção.....	46
7.6 Redução	47
7.6.1 Redução com magnésio	47
7.6.2 Redução com cálcio	48
7.6.3 Segurança no uso do urânio	48
7.6.4 O urânio empobrecido	50
7.6.5 O Projeto Urânio Metálico no Brasil	54

7.6.6 A máquina utilizada no projeto	58
7.6.7 Sobre ligas de urânio	60
8 RESULTADOS	62
8.1 Cálculo da blindagem	62
9 CONSIDERAÇÕES FINAIS	71
10 CONCLUSÃO	74
11 SUGESTÕES PARA TRABALHOS FUTUROS	76
REFERÊNCIAS	77
ANEXO I - Cálculo da espessura da blindagem	81
ANEXO II - Cálculo das camadas semirredutoras	83
ANEXO III - Cálculo dos volumes dos embalados	84

RELAÇÃO DE FIGURAS

	Pg
Figura 1. A subdivisão do caráter do produto (ASHBY, 2012).	5
Figura 2. O item contexto e as partes que o compõe.	6
Figura 3. O item personalidade, contendo apenas os aspectos de maior relevância no projeto, a serem estudados.	6
Figura 4. Perfil de usabilidade do produto. Os itens foram seccionados dentre as opções do autor.	7
Figura 5. Perfil de processos. Processo utilizado para a fabricação até o momento é a fundição.	7
Figura 6. Perfil de materiais a serem selecionados. Para o projeto, ficam os metálicos para a blindagem e os naturais e compósitos para itens de proteção mecânica e amortecimento.	8
Figura 7. Esquema de decaimento do Mo-99 para o Tc-99. Deve ser notado que o Tc-99 final tem meia-vida muito longa se comparada à vida humana, ao contrário do Tc-99m usado no diagnóstico.	9
Figura 8. Os diferentes modelos propostos para o átomo.	11
Figura 9. O átomo de Rutherford-Bohr. Os elétrons estão em órbitas fixas, podendo transferir de órbitas por interação com agentes externos. Ao ser excitado, o elétron se transfere de órbita. Ao voltar para a órbita anterior, o elétron emite um fóton.	12
Figura 10. As fases dos efeitos induzidos pela radiação. Após haver deposição de energia, há ionização da interação da radiação com o corpo (TAUHATA, 2013).	17
Figura 11. Correlação entre grandezas físicas, grandezas de proteção e grandezas operacionais (OKUNO, 2010).	21
Figura 12. Esquema de decaimento do Mo-99 até Tc-99. Percebe-se que o Tc-99 final tem meia-vida muito longa se comparada à vida humana, ao contrário do Tc-99m usado no diagnóstico.	27
Figura 13. O gerador de Tc-99/Tc-99m em sua forma final, pronto para ser levado aos hospitais e às clínicas.	27
Figura 14. A garrafa utilizada para carregar radionuclídeos sob forma líquida. O Mo-99 vai dentro dela, inserida dentro de outra camada antivazamento. Imagem	

cedida pelo Centro de Radiofarmácia do IPEN-CNEN/SP.	31
Figura 15. A imagem mostra as partes que compõem o embalado fabricado pela Nordion Canadá.	33
Figura 16. As partes que compõem o embalado. A blindagem é a segunda camada (em cinza). O núcleo, onde é inserido o conteúdo é a parte central (em preto) e as demais partes (em branco) representam as proteções contra choque mecânico.	34
Figura 17. O embalado produzido pela Nordion Canadá, utilizado para o transporte do radionuclídeo Mo-99 por via aérea. Imagens cedidas pelo Centro de Radiofarmácia do IPEN-CNEN/SP.	34
Figura 18. O embalado produzido pela GANUK. A proteção externa conta com um palete para o transporte.	35
Figura 19. A vedação da blindagem é feita com uma tampa com alça, posicionada no embalado com proteção de mais uma tampa parafusada. Imagem cedida pelo Centro de Radiofarmácia do IPEN-CNEN/SP.	37
Figura 20. O núcleo, recipiente antivazamento onde é inserida a embalagem contendo o Mo-99. Imagens cedidas pelo Centro de Radiofarmácia do IPEN-CNEN/SP.	37
Figura 21. O embalado coreano KRI-BGM B(U) utilizado para transporte de molibdênio. A parte amarela é a proteção mecânica contra choques, de poliuretano. A parte laranja é a blindagem de urânio empobrecido e a laranja claro é a blindagem de tungstênio. A camada lilás que segue à amarela é uma camada antichamas (CHO, 2014).	38
Figura 22. O urânio é extraído inicialmente do minério e o material purificado é então convertido no produto final desejado.	41
Figura 23. Esquema de uma cascata de centrífugas para enriquecimento de urânio. O hexafluoreto de urânio UF_6 é inserido na primeira centrífuga, onde é separado por diferença de massa. Em seguida, é transferido para a próxima e parte de seu produto volta para a centrífuga anterior para refazer o ciclo a fim de se separar o máximo possível do U-235. Onde P é o produto enriquecido gerado na etapa; PF é o produto final, enriquecido pronto para a etapa de preparação final do combustível.	51

Figura 24. Esquema do processo de refino do urânio. Traz desde o processo inicial de extração até o processo final até o tetrafluoreto para produção do urânio metálico (WILKINSON, 1962).	53
Figura 25. O uso do urânio em suas diversas formas, desde a extração até o fim aos rejeitos e subprodutos (urânio empobrecido) (PESIC, 2005).	54
Figura 26. Um dos botões produzidos no IPEN. Eram pequenos se comparados aos lingotes produzidos posteriormente. Imagem cedida por Rui Marques de Lima (LIMA, 2015).	56
Figura 27. Lingotes de urânio produzidos no IPEN. Peças prontas para conformação, escórias já retiradas por desbaste (LIMA, 2015)	56
Figura 28. Os lingotes produzidos no Projeto Urânio Metálico. Eles eram usinados para ter acabamento no cinza metálico, perdendo a impureza de magnésio. Nota-se do corte a homogeneidade do produto final. Imagem cedida por Rui Marques de Lima (LIMA, 2015).	57
Figura 29. O lingote maior e suas dimensões. A altura é aproximadamente a da blindagem utilizada no embalado, trazendo a possibilidade de fazê-lo mais próxima. Imagem cedida por Rui Marques de Lima (LIMA, 2015).	57
Figura 30. Esquema de modelo de reator usada para redução do urânio com magnésio em atmosfera controlada em cadinho de grafita.	58
Figura 31. O reator utilizado para redução do urânio por magnesiotermy, composto por um tubo de aço carbono com cadinho de grafita articulado. Imagem cedida por Rui Marques de Lima (LIMA, 2015).	60
Figura 32. Tela inicial do software que funciona online. Pode-se determinar coeficientes de elementos (<i>elements</i>), compostos (<i>compounds</i>) e misturas (<i>mixture</i>).	65
Figura 33. Gráfico de seção de choque gerado pelo software XCOM do site do NIST.	65
Figura 34. Gráfico gerado ao reduzir os valores ao intervalo desejado 780 keV = 0,780 MeV. Uso do software XCOM do site do NIST.	66
Figura 35. Gráfico de apresentação da seção de choque do chumbo. Observa-se a queda na atenuação conforme a energia do fóton aumenta.	68
Figura 36. A figura traz a seção de choque do tungstênio. Percebe-se a queda na atenuação tal qual ocorre nos casos anteriores, com um pico próximo ao valor 10^{-1} MeV, como ocorreu no caso do uso do urânio.	69

RELAÇÃO DE TABELAS

	Pg
Tabela 1. Valores para fator de qualidade (Q).	22
Tabela 2. Tabela com os valores de atividades A_1 e A_2 para embalados Tipo A para alguns radionuclídeos. Esses valores são válidos apenas para embalados tipo A, sendo usados dentro de locais onde não são carregadas grandes quantidades de materiais (TAUHATA, 2013).	30
Tabela 3. Valores de limites A_1 e A_2 para embalados exceptivos em termos das atividades especificadas antes (TAUHATA, 2013).	31
Tabela 4. Os modelos de embalados utilizados para transporte de material radioativo de alta emissão.	35
Tabela 5. As espessuras calculadas através da fórmula de taxa de dose absorvida. Utilizaram-se os valores descritos acima, obtidos do software XCOM e da documentação da ICRP.	63
Tabela 6. As espessuras das camadas semirredutoras (CSR).	63
Tabela 7. Apresentação dos valores calculados de volume e os apresentados pela literatura para cada material para fins de panorama global.	64
Tabela 8. Tabela mostrando os valores retornados pelo software XCOM do site do NIST.	67
Tabela 9. A figura traz a tabela retornada pelo software online XCOM para o chumbo.	68
Tabela 10. Os valores retornados pelo software XCOM para a seção de choque do tungstênio.	69

LISTA DE ABREVIações

CDTN	Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear
CNEN	Comissão Nacional de Energia Nuclear
CNPq	Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico
AIEA	Agência Internacional de Energia Atômica
IEA	Instituto de Energia Atômica (atual IPEN-CNEN/SP)
IEN	Instituto de Engenharia Nuclear
IPEN-CNEN/SP	Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares
IRD	Instituto de Radioproteção e Dosimetria
ISO	<i>International Organization for Standardization</i>
USP	Universidade de São Paulo

1 INTRODUÇÃO

A descoberta dos elementos químicos que compõem a tabela periódica atual não se deu em apenas um momento da história humana. Foram necessários muitos séculos até se atingir os elementos naturais e ainda há alguns elementos artificiais sendo produzidos a partir dos naturais e artificiais já identificados. Em 1250, século XIII, foi isolado o arsênio (As), pelo cientista Albertus Magnus. Já no século XV, em 1450, foi a vez do antimônio (Sb), atribuído a Johann Thölde. Em 1669, ao procurar o elixir da vida (pedra filosofal), Hennig Brand descobriu o fósforo (P). Durante o século XVIII (de 1737 a 1798), mais de vinte elementos foram descobertos. No século seguinte, outros cinquenta e dois. Por fim, no século XX, mais trinta elementos foram separados. Em julho de 1898, o casal Curie anunciou a separação do polônio (nome que deram ao elemento em homenagem à pátria de Marie). Em dezembro do mesmo ano, descobriram o elemento rádio (Ra). Em 1925 eram conhecidos 88 elementos, de número atômico 1 a 92. Marie recebeu dois prêmios Nobel por suas descobertas. Os quatro faltantes na tabela periódica foram criados em laboratório e entendeu-se não haverem sido encontrados na natureza por serem radioativos de meia-vidas muito curtas. De todos elementos encontrados, os que têm número atômico (Z) maior que 82, são radioativos (OKUNO, 2010). As séries radioativas, formadas pela desintegração desses elementos, terminam em chumbo, cujo $Z = 82$. Quando, em 1922, Rutherford propôs seu modelo atômico, este previu uma nova partícula que poderia causar transformações nucleares e explicar a existência de isótopos (BREESE, 2015). Essa partícula foi descoberta por James Chadwick em 1932 e recebeu o prêmio Nobel em 1935. Os elementos fósforo (P-30) e nitrogênio (N-13) foram produzidos a partir dos elementos Al-27 e B-10.

A física médica consiste da parte da física que utiliza aplicações de física na medicina. Uma das principais consiste no uso de radiação no diagnóstico e tratamento de doenças. Dentre estas, pode-se citar o diagnóstico de doenças

por medicina nuclear, com uso de raios X de baixa energia e radiação gama, procedimentos terapêuticos, uso de raios X de alta energia (megavoltagem) e radiação gama ou elétrons (megavoltagem). Também faz parte os estudos da radiação e proteção radiológica (PODGORSACK, 2006). Para tais fins, são utilizados fármacos injetáveis contendo radionuclídeos (radiofármacos) e fontes externas radioativas.

Os radiofármacos são produtos radioativos produzidos para fins de diagnósticos e tratamento de doenças renais, coronárias, cerebrais, pulmonares, câncer entre outras. Emitem radiação gama, detectada ao sair do tecido analisado por um aparelho, que forma a imagem de acordo com a absorção do elemento injetado. Dentre esses, o mais utilizado é o Tc-99m, produto do decaimento radioativo do Mo-99 produzido em reatores.

A história dos radiofármacos ficou dividida em duas fases, onde a primeira se inicia em 14 de junho de 1945 com a publicação de um artigo na revista *Science* pelo *Oak Ridge National Laboratories*, anunciando ao setor privado a disponibilidade de radionuclídeos, sem o devido preparo para uso em terapia ou diagnóstico, somente o elemento químico irradiado em reator. Mais tarde, o *Abbott Laboratory* comprou a produção desses radionuclídeos e produziu os radiofármacos. O primeiro disponível foi o I-131, comercializado a partir de 1950. Na segunda fase, o Tc-99 foi descoberto e, apesar de não chamar atenção por sua curta meia-vida, de apenas seis horas, interessou pela radiação gama que emitia. A energia é emitida do elemento como fótons de 140 keV, bons para formação de imagem. O *Brookhaven National Laboratory* iniciou então as pesquisas em radiofármacos de meia-vida curta e em 1957 foi anunciado o primeiro gerador de tecnécio (SANTOS-OLIVEIRA, 2014).

A partir da década de 1950, a indústria nuclear se desenvolveu no Brasil. Os primeiros radionuclídeos apareceram quando o CNPq firmou um convênio com a USP e criou o Instituto de Energia Atômica (IEA), atual IPEN-CNEN/SP. Em 1959 começaram os trabalhos para a produção de I-131 para fins de aplicação médica e, a partir de 1963, a produção rotineira de radioisótopos e radiofármacos. Esta produção é monopólio da CNEN, promulgada pela Constituição (SANTOS-OLIVEIRA, 2014). A demanda por radiofármacos vem crescendo cada vez mais no Brasil, aumentando cerca de 10% ao ano em atendimentos aos pacientes (MENGATTI, 2010). O IPEN-CNEN/SP, produz

trinta e quatro produtos radioativos e, em 2014, esses radiofármacos foram usados em mais de 3 milhões de procedimentos no país.

Em todas as fases pelas quais passa o urânio, a fim de ser usado na indústria nuclear, da extração do minério até a aplicação do radiofármaco no paciente, os trabalhadores recebem doses de radiação acima da dose anual permitida. A fim de proteger esses trabalhadores e demais pessoas que, porventura, venham a receber radiação, foram criadas normas especificando as taxas de dose e máxima exposição. As normas de proteção se baseiam nos princípios de proteção radiológica: justificação, otimização da proteção e limite de dose individual, mediante o uso das regras básicas: diminuição do tempo de exposição, aumento da distância à fonte e uso de blindagem.

Assim, o indivíduo ocupacionalmente exposto deve manter-se o mais distante possível da fonte emissora de radiação, pois esta reduz exponencialmente conforme a distância aumenta. Quanto menor o tempo de exposição, melhor será. Caso estas duas regras não possam ser cumpridas ou se não houver meios de as cumprir, como no caso do preparo dos radiofármacos ou no transporte do reator até os centros de distribuição e destes ao hospital onde será usado, deve-se usar uma blindagem de modo que a quantidade de radiação na parte externa do embalado seja a menor possível, assegurando uma reduzida taxa de dose aos trabalhadores.

Desde a década de 1960, o Brasil procura produzir urânio metálico nuclearmente puro, especialmente no IPEN-CNEN/SP. Esse urânio é um material indicado para blindagem, além de ser utilizado como alvo para produção de Mo-99 para os geradores de Tc-99/Tc-99m.

2 OBJETIVO

Este trabalho teve como objetivo promover uma revisão bibliográfica do embalado utilizado para transporte do Mo-99 e outras fontes de alta emissão de radiação, em especial, o embalado (em inglês também mencionado como *cask*) cuja blindagem contra radiação é feita com urânio empobrecido. Este embalado é fabricado pela empresa Nordion do Canadá. Com foco na blindagem da radiação, este trabalho visou à avaliação dos meios de fabricação existentes no Brasil para este tipo de embalado. Neste trabalho são propostos alguns materiais que podem ser utilizados na fabricação desse tipo de embalado, além de métodos e processos que envolvem o urânio de modo a proporcionar meios de construção da blindagem do embalado.

3 METODOLOGIA

Para a proposta, foi realizada uma pesquisa bibliográfica, com o intuito de proporcionar conhecimento acerca do objeto e viabilizar meios de construção do embalado no Brasil. Para organização do projeto, aplicou-se os métodos indicados por Ashby (2012).

3.1 O produto e o projeto

O esquema da Figura 1 traz um mapa das ideias que permeiam o produto a ser produzido, com base na metodologia de projeto trazida por Ashby (2012).

Figura 1. A subdivisão do caráter do produto (ASHBY, 2012).

O contexto compreende as intenções, materiais e processos que descrevem os meios de conformação, união e acabamento, a usabilidade caracteriza os modos como o produto se comunica com o usuário e a

personalidade se deriva de estética, associações e percepções. De cada uma das subdivisões saem mais definições como mostradas nas Figuras 2-6.

Figura 2. O item contexto e as partes que o compõe (ASHBY, 2012).

Figura 3. O item personalidade, contendo apenas os aspectos de maior relevância no projeto, a serem estudados (ASHBY, 2012).

Figura 4. Perfil de usabilidade do produto. Os itens foram seccionados dentre as opções do autor (ASHBY, 2012).

Figura 5. Perfil de processos. Processo utilizado para a fabricação até o momento é a fundição (ASHBY, 2012).

Figura 6. Perfil de materiais a serem selecionados. Para o projeto, ficam os metálicos para a blindagem e os naturais e compósitos para itens de proteção mecânica e amortecimento (ASHBY, 2012).

Dentro do contexto, o produto a ser analisado e descrito aqui é um embalado para radiofármacos, tendo como foco o Mo-99 que irá gerar o Tc-99m utilizado na medicina nuclear. Os requisitos de projetos são:

- durabilidade;
- blindagem para até 780 keV de radiação gama;
- resistência a altas temperaturas causadas por acidentes com uma temperatura superficial de até 800 °C no transporte;
- menor custo que os atuais, se possível.

O embalado será usado no transporte de materiais radioativos, principalmente o Mo-99 do Reator Multipropósito Brasileiro (RMB) até o local

de montagem dos geradores de Tc-99m. De acordo com a norma CNEN 5.01, o transporte deve ser feito por vias menos movimentadas e em horário que favoreça a movimentação com menos indivíduos do público (CNEN, 2013). Como o transporte depende de um decaimento de 66 h (vide Figura 7), é possível aguardar momentos de menor movimento nas rodovias e aeroportos para realizar o transporte.

Figura 7. Esquema de decaimento do Mo-99 para o Tc-99. Deve ser notado que o Tc-99 final tem meia-vida muito longa se comparada à vida humana, ao contrário do Tc-99m usado no diagnóstico.

4 FÍSICA NUCLEAR E BLINDAGEM

A Física Nuclear se desenvolveu a partir do século XX com a proposição de um modelo atômico. Este capítulo abordará o processo histórico, as partes atômicas e suas interações, definições de radionuclídeos e seu uso, interações entre a radiação e a matéria. Por fim, são definidas as grandezas importantes quando se fala em blindagem.

4.1 Átomo, molécula e modelos atômicos

Na Grécia Antiga foram propostos diversos modelos para a estrutura atômica, incluindo o átomo, que significa indivisível. Durante séculos a ideia não foi aceita, mas cerca de dezesseis séculos depois, foi retomada e aprimorada. O primeiro modelo retomou o modelo grego que dizia ser o átomo uma esfera compacta, figura perfeita, invisível e indivisível que formaria todas as demais. Esse modelo foi revisto por Dalton. Por volta de 1904, J. J. Thomson sugere um novo modelo, com elétrons (cargas negativas) incrustadas na massa do átomo (núcleo positivo), apelidado de pudim de ameixas por sua semelhança no formato. Em 1903, o físico japonês Hantaro Nagaoka propõe o modelo saturnino ou planetário, onde a massa do núcleo era muito grande e os elétrons giravam ao seu redor ligados por forças eletrostáticas (OKUNO, 2010). Em 1909, Rutherford sugere aos seus discípulos Johannes (Hans) Wilhelm Geiger e Ernest Marsden, que façam uma experiência para testar qual dos dois últimos modelos propostos estava mais próximo do real, utilizando uma fina folha de ouro bombardeada com partículas alfa emitidas de núcleos de polônio. Os resultados mostraram que havia um campo elétrico intenso que defletia as partículas vindo da massa concentrada no núcleo e que contrabalançava a carga negativa dos elétrons que giravam ao seu redor em órbitas bem definidas. Contudo, de acordo com a teoria clássica, uma partícula carregada em trajetória circular emite radiação eletromagnética constantemente perdendo energia e fazendo uma trajetória espiral, que lhe daria a tendência a cair no núcleo.

Seguindo a Figura 8, se tem a sequência de modelos descritas finalizando como último modelo, o de Rutherford-Bohr. Neste, o átomo é planetário como o modelo de Nagaoka, porém o elétron não cai no núcleo, pois sua energia é quantizada.

Figura 8. Os diferentes modelos propostos para o átomo.

Em 1911, Niels Henrick David Bohr (OKUNO, 2010), físico dinamarquês, trabalhando em Cambridge com J. J. Thomson e E. Rutherford, propõe o uso da equação empírica de Johann Jakob Balmer, indicada em um trabalho de 1885, intitulado *Notiziiiberdie Spektralliniendes Wasserstoff*”, vide Eq. 1.

$$\frac{1}{\lambda} = R \left(\frac{1}{n_i^2} - \frac{1}{n_f^2} \right) \quad (\text{Eq. 1})$$

Onde R é a constante de Rydberg, $R = 1,097 \times 10^{-2} \text{ nm}^{-1}$, n_i é um número inteiro que vale 3, 4, 5 e 6 para as raias ou linhas espectrais emitidas pelo átomo de hidrogênio e n_f é 2. Para tal, Bohr postulou que o elétron gira em órbitas fixas, sendo o menor raio possível, o estado fundamental, vide Figura 9.

Figura 9. O átomo de Rutherford-Bohr. Os elétrons estão em órbitas fixas, podendo transferir de órbitas por interação com agentes externos. Ao ser excitado, o elétron se transfere de órbita. Ao voltar para a órbita anterior, o elétron emite um fóton.

No modelo atual, os elétrons representam pontos de probabilidade em orbitais. Cada partícula presente é formada por partes menores, os quarks.

4.2 Isótopos e radioisótopos

Os isótopos são os nuclídeos cujo número de prótons é igual, mas possui número de nêutrons diferentes. Os isótopos não podem ser separados quimicamente, pois sofrem as mesmas reações químicas, já que têm a mesma estrutura eletrônica (OKUNO, 2010). Por isso, o urânio natural ocorre com misturas dos isótopos U-235 e U-238 e, para que possa ser usado como combustível nuclear, precisa passar por um processo no qual a diferença de massa dos isótopos possa ser usada na sua separação. Pode-se citar como processos de separação ou enriquecimento a difusão gasosa ou a ultracentrifugação. Isto a fim de aumentar ou enriquecer a concentração de U-235, que é físsil.

Até 2008 a tabela periódica totalizava 117 elementos químicos, onde 92 são naturais e os demais artificiais. Os elementos de número atômico igual a 43, 61 e maiores ou iguais a 83 não possuem isótopos estáveis.

Um nuclídeo é dito físsil quando seu núcleo sofre fissão, ou seja, se rompe em dois liberando nêutrons e energia quando captura um nêutron lento (*ibid.*). Os elementos radioativos são aqueles cujo núcleo é instável e emite energia tentando estabilizar. Um exemplo é o trítio, isótopo de hidrogênio, H-3, com um próton e dois nêutrons, que emite uma partícula β^- para se estabilizar.

O hidrogênio é o único elemento que tem nomes especiais para seus isótopos.

Os radioisótopos artificiais começaram a ser produzidos a partir de 1934, com o casal Pierre e Marie Curie e com Frédéric Joliot (ARMBRUSTER, 1988). Eles bombardearam o fósforo, P-30 e o nitrogênio, N-13, com uma fonte de polônio, Po-210. Só foi possível a produção artificial de radioisótopos em grande quantidade com o desenvolvimento de ciclotrons na década de 1930 e os reatores nucleares de fissão durante a Segunda Guerra Mundial. O elemento produzido em 1937 por Emilio Segrè e Carlos Perrier, recebeu o nome de tecnécio Tc-99m, com $Z = 43$ (OKUNO, 2010). Hoje, esse elemento é usado no diagnóstico e tratamento de diversas doenças, incluindo câncer.

4.3 Radiação e seus usos

A radiação pode ser de diferentes tipos. No caso de raios X pode ser radiação característica ou *bremsstrahlung* (*ibid*), ambos importantes na física médica - utilizados extensivamente no diagnóstico por imagem e radioterapia. O primeiro tipo é produzido por transição eletrônica em átomos, desencadeada por vacâncias produzidas nas bandas de valência quando energia é absorvida. O segundo é produzido por interação coulombiana entre um fóton de luz e o núcleo do átomo. As vacâncias podem ser produzidas por interações coulombianas, interações com fótons, decaimento nuclear, aniquilação por pósitrons e efeito Auger, sendo usados na medicina os produzidos por interações coulombianas entre elétrons externos com elétrons orbitais e núcleo de alvo (PODGORSACK, 2006).

Quando há absorção de partículas β^- em blindagens de metal pesado, como urânio ou tungstênio, há emissão de raios X por *bremsstrahlung*. O *bremsstrahlung* é a emissão de radiação por partículas carregadas aceleradas, que podem ser caracterizadas por sua massa de repouso, carga, velocidade e energia cinética. Em relação à massa de repouso, dois grupos são de interesse da física médica e da dosimetria: partículas leves carregadas, elétrons e pósitrons, e partículas pesadas carregadas: prótons, dêuterons, partículas alfa, íons pesados como Li^+ , Be^+ , C^+ , Ne^+ , etc. (*ibid.*).

As partículas podem ser estacionárias (com $\vec{v}=0$), ter velocidade constante ou ser aceleradas ($\vec{a}=\frac{d\vec{v}}{dt}$). A densidade de energia associada a

um campo elétrico é dada por,

$$\rho = \frac{1}{2} \epsilon_0 \cdot E^2 \quad (\text{Eq. 2})$$

Onde ϵ_0 é a permissividade elétrica do vácuo, $\epsilon_0 = 8,85 \times 10^{-12} \text{ A.s.V}^{-1}.\text{m}$. Essa energia é armazenada no campo, movendo-se com a partícula, não sendo irradiada por esta (PODGORSACK, 2006).

Quando uma partícula carregada é acelerada ou desacelerada, emite parte de sua energia cinética na forma de fótons *bremsstrahlung*. A potência emitida na forma de radiação depende de $(qa)^2$, sendo q a carga da partícula e a sua aceleração. As partículas carregadas por interação coulombiana entre orbitais de elétrons e núcleo interagem com um absorvedor. Só há *bremsstrahlung* por colisões inelásticas coulombianas entre a partícula carregada e o núcleo do absorvedor (PODGORSACK, 2006.).

A potência é dada por

$$P = \frac{dE}{dt} = \frac{1}{6\pi\epsilon_0} \cdot \frac{q^2 a^2}{c^3} \quad (\text{Eq. 3})$$

onde q é a carga da partícula carregada e a é a aceleração.

A aceleração é dada por,

$$a = \frac{zZe^2}{4\pi\epsilon_0 r^2} \text{ ou } a \propto \frac{zZe^2}{m} \quad (\text{Eq. 4})$$

O que traduz sua proporcionalidade linear com a carga da partícula carregada - representada por ze , a carga do núcleo absorvedor - dada por Ze , e inversamente proporcional à massa m da partícula carregada e ao quadrado da distância entre as duas partículas - representada por r^2 (*ibid.*).

Sendo proporcional à a^2 , conforme visto na Eq.1, a potência da produção de fótons por *bremsstrahlung* é inversamente proporcional a m^2 . Portanto, um próton, cuja massa é muito maior que a do elétron ($m_p/m_e = 1836$)

é capaz de produzir muito mais radiação por *bremsstrahlung* do que um elétron, $(m_p/m_e)^{-2} \approx 4 \times 10^6$ vezes menor.

A partícula carregada em movimento retilíneo com velocidade uniforme não perde sua energia cinética na forma de fótons irradiados. No entanto, se essa partícula se mover por um material dielétrico transparente, parte de sua energia cinética quando sua velocidade excede a velocidade de fase da luz c_n é irradiada como fótons, sendo,

$$v > c_n = \frac{c}{n} \quad (\text{Eq. 5})$$

onde n é o índice de refração da luz no meio. Esta energia emitida foi descrita por Pavel A. Cherenkov e Sergei I. Vavilov em 1934 (PODGORSACK, 2006) e é conhecida como efeito Cherenkov. A radiação emitida não vem da partícula emissora de radiação, mas sim das partículas do meio que se polarizam pela interação do orbital da partícula com os campos (para $v > c_n = c/n$) durante a passagem das partículas altamente carregadas que atravessam o meio. A velocidade mínima (*threshold*) para que ocorra o efeito é 0,775 MeV e sua dependência não vem da massa da partícula carregada, mas sim de suas carga e velocidade. O número de fóton de radiação emitida é proporcional a $1/\lambda^2$, favorecendo o azul do final do espectro eletromagnético (PODGORSACK, 2006).

A princípio, todas as partículas carregadas podem emitir radiação sob certas condições mas, na prática, somente fótons nas condições: (1) rápida desaceleração de elétrons energéticos por colisões inelástica de elétrons com núcleos; (2) desaceleração de elétrons em potenciais retardantes resultando em radiação microondas; (3) desaceleração de elétrons resultando em *bremsstrahlung* produzindo dose indesejada total no corpo do paciente; (4) aceleração de elétrons em aceleradores lineares; (5) movimento circular em aceleradores circulares resultando em radiação síncrotron; (6) desaceleração de elétrons (velocidade reduzida após aniquilação) em diagnósticos com uso de *positron emission tomography* (PET); (7) efeitos atômicos de polarização, quando elétrons se movem com uma velocidade uniforme através de materiais dielétricos transparentes resultando em efeito Cherenkov; (8) elétrons de alta

energia sobre um núcleo pode precipitar reações nucleares (e,n) ou (e,p) e transformam o núcleo em um estado de maior energia ativando a sala e o paciente (*ibid.*).

A radiação alfa consiste de uma partícula emitida espontaneamente principalmente de núcleos pesados ($Z \geq 83$). São cerca de 400 núclídeos, entre naturais e artificiais, que emitem partículas alfa (OKUNO, 2010). Ao emitir partículas alfa, o núcleo reduz quatro partículas (2 prótons e 2 nêutrons), representado por, 24α , reduzindo sua energia total de acordo com a Eq. 6,

$$\Delta E = \Delta mc^2, \quad (\text{Eq. 6})$$

a qual relaciona variação de energia à variação de massa. A partícula alfa é emitida com energia cinética, ionizando os átomos do meio que encontra no caminho perdendo assim energia até parar (*ibid.*). Por essa razão é dita altamente ionizante. Não é capaz de penetrar grandes extensões de material, mas consegue interagir com o meio e transferir quantidades de energia suficiente para ionizá-lo.

As partículas beta menos (β^-) são emitidas por cerca de 660 núclídeos. A emissão é de um elétron, quando o radionuclídeo tem excesso de nêutrons em relação ao número de prótons, buscando estabilidade (*ibid.*). É representada por ${}_{-1}^0\beta^-$.

A energia de desintegração indicada nos gráficos é sempre a energia máxima liberada, que pode variar, distribuindo entre a partícula beta e as demais liberadas. O decaimento beta mais (β^+) pode ocorrer em cerca de 800 núclídeos, cujo número de prótons excede o número de nêutrons, correspondendo à conversão de um próton em um nêutron no núcleo do átomo, emitindo um pósitron e um neutrino. Os dois últimos são ejetados do núcleo. Esse decaimento só é possível se a massa atômica do núcleo pai for, ao menos, duas vezes maior que a massa de repouso do elétron ($2m_e$), correspondendo à soma das massas do pósitron emitido com a do elétron de valência liberado, aparecendo no esquema de decaimento. O pósitron emitido sofre aniquilação com um elétron da vizinhança que encontra em seu caminho, emitindo dois fótons em direções opostas. Caso o pósitron não esteja em repouso, os fótons carregam sua energia cinética remanescente (*ibid.*).

As partículas alfa são facilmente blindadas, com probabilidade quase nula de atravessar a pele do corpo humano. Contudo, se a fonte emissora for inalada ou ingerida, os danos se iniciam assim que as partículas entram em contato com os tecidos (*ibid.*). As partículas beta têm maior alcance do que as partículas alfa, sendo também classificadas como radiação ionizante.

4.4 Blindagem

Quando a radiação interage com material biológico, pode induzir efeitos, ilustrados na Figura 10. Estes podem ser a deposição de energia, ionizando o meio; deslocamentos atômicos; produção de mudanças moleculares ou outros fenômenos (CHILTON, 1984; TAUHATA, 2013).

Figura 10. As fases dos efeitos induzidos pela radiação. Após haver deposição de energia, há ionização da interação da radiação com o corpo (TAUHATA, 2013).

Dentre os procedimentos a serem adotados para a redução de exposição estão a redução do intervalo de tempo nas proximidades da fonte, o aumento da distância à fonte e o uso de blindagem (OKUNO, 2010). A blindagem é uma barreira física, colocada entre o objeto irradiador e o objeto ou ser vivo que se quer proteger.

A exposição é usada tradicionalmente para especificar o campo de

radiação gama ou raios X e é definido como o valor absoluto da carga do íon produzido no ar pela completa frenagem de todos os elétrons ao interagir com um volume de ar (*ibid.*). A unidade básica de exposição é o Roentgen (R), o qual é definido como $2,58 \cdot 10^{-4}$ C de carga separada por quilograma de ar, quando as interações com os fótons ocorrerem. O fator w , que traz a energia depositada por íons criados, é a conexão entre exposição e a energia de deposição por unidade de massa. O coeficiente a ser usado poderá ser relacionado à energia cinética das partículas secundárias no ar, reduzidas pelo fator o qual traz em si o fato de que alguma energia pode ser trazida pelo *bremsstrahlung* tanto quanto ionização causada. Este coeficiente é μ_{en}/ρ . O uso de exposição como medida é às vezes criticado, mas tem sobrevivido devido à correlação razoavelmente boa com os perigos biológicos da irradiação. Isso se dá devido inicialmente ao fato de que o ar e o tecido biológico são aproximadamente similares em suas propriedades de interação com a radiação, quando se baseia em unidade de massa. Por outro lado, a dose absorvida no tecido é mais relacionada aos efeitos biológicos e seu uso aparece mais fundamentado (CHILTON, 1984).

Durante o Segundo Congresso de Radiologia, em 1928, estabeleceu-se espessuras mínimas de blindagem para raios X e fontes de Ra-226. Contudo, não foram impostos limites de exposição apesar de serem definidos procedimentos relacionados aos locais e condições de trabalho (*ibid.*). Em 1934, foi recomendado pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP - *International Commission on Radiological Protection*) um limite de 0,2 R ao dia para indivíduos ocupacionalmente expostos (IOE), correspondendo a uma dose efetiva de 70 rem/ano (XAVIER, 2006). Este valor vigorou até 1950 quando, impulsionado pela II Guerra Mundial, foram feitos avanços na área de proteção radiológica e adotou-se que qualquer dose de radiação, por menor que seja, pode causar danos. A taxa de exposição, então, foi reduzida para 0,3 R por semana, equivalendo a 15 rem/a ou 0,15 Sv/a. Em 1956 adotou-se novo valor, reduzindo para 5 rem/a e em 1958 esta taxa foi reduzida para 3 rem a cada trimestre (CHILTON, 1984).

Em 1973 foram aprovadas as Normas Básicas de Proteção Radiológica (NBPR), fixando os valores de dose de acordo com os valores internacionais utilizados na época. Em agosto de 1988, a CNEN aprovou a norma Diretrizes

Básicas de Radioproteção, substituindo a NBPR, estabelecendo o ALARA, que se baseia em três princípios: justificação, otimização e limitação de dose e fundamenta-se no conceito introduzido pela ICRP-26 de que qualquer dose, por menor que seja, pode causar danos (efeitos estocásticos). Em 2005, foi aprovada a Norma CNEN N-3.01, intitulada Diretrizes Básicas de Radioproteção, substituindo a Norma de 1988, baseando-se na ICRP-60. Nessa, são introduzidos os conceitos de intervenção, exclusão, dispensa e restrição de dose e os princípios contidos no ALARA foram chamados Requisitos (XAVIER, 2006). As grandezas utilizadas podem ser divididas em:

- Grandezas de radioatividade: atividade, constante de decaimento, constante de taxa de kerma no ar, meia-vida, vida-média;
- Grandezas radiométricas: fluência;
- Coeficientes de interação: transferência linear de energia, secção de choque, energia média para formação de par de íons num gás;
- Grandezas dosimétricas: exposição, kerma, dose absorvida;
- Grandezas de proteção radiológica: dose equivalente, dose efetiva e dose comprometida (XAVIER, 2006).

Algumas dessas grandezas são mais importantes, quando se trata de proteção radiológica, sendo elas: atividade, fluência, exposição a raios X ou gama, dose absorvida, equivalente de dose, dose equivalente, dose efetiva, kerma, dose absorvida comprometida, dose equivalente comprometida, dose efetiva comprometida e dose coletiva, vide Figura 11.

A atividade é uma grandeza que representa o número de desintegrações de uma determinada amostra por unidade de tempo, definida pela Eq. 7 (XAVIER, 2006).

$$A = \frac{dN}{dt} \quad (\text{Eq. 7})$$

A primeira unidade estabelecida para atividade foi o Curie (Ci), equivalente a $3,7 \cdot 10^{10}$ desintegrações por segundo. A unidade adotada pelo Sistema Internacional de Medidas (SI) é o Becquerel (Bq), cuja unidade

equivale a uma desintegração por segundo (XAVIER, 2006).

A fluência é uma grandeza que representa o número de partículas ou fótons que incide sobre a área da secção de uma esfera. Costuma ser utilizada para medidas de nêutrons (XAVIER, 2006).

$$\phi = \frac{dN}{dA}, \quad (\text{Eq. 8})$$

onde dN é o número de partículas e dA à área da secção da esfera.

A exposição a raios X ou gama foi definida inicialmente como a quantidade de radiação X que produzia uma unidade eletrostática de carga (1 unidade = $3,34 \cdot 10^{-10}$ C) em uma unidade de volume (cm^3), em condições normais de temperatura e pressão (CNTP). Atualmente, é definida em relação à massa de ar ao invés de volume, correspondendo um centímetro cúbico de ar ou 0,001293 gramas, incluindo a radiação gama (XAVIER, 2006). A exposição é definida por,

$$X = \frac{\Delta Q}{\Delta m} \quad (\text{Eq. 9})$$

Onde, ΔQ é a soma das cargas elétricas de mesmo sinal e Δm é a massa de ar sobre a qual incide quando todos os elétrons gerados pelos fótons incidentes em um volume elementar de ar são completamente parados no ar (*ibid.*).

A taxa de exposição é proporcional à atividade do radionuclídeo, relacionadas, para fontes pontuais de radiação gama, por,

$$\dot{X} = \frac{\Gamma A}{d^2}, \quad (\text{Eq. 10})$$

Onde Γ é o fator gamão ou constante específica da radiação gama, em $\text{R.cm}^2/\text{h.Ci}$, A é a atividade do radionuclídeo e d é à distância em metros da fonte ao objeto ou ser irradiado (XAVIER, 2006).

Pode-se também usar o fator de conversão (FC_p) no lugar do fator gamão, em $\text{mSv.m}^2/\text{kBq.h}$, gerando a taxa de dose efetiva em mSv/h usando a atividade da fonte (*ibid.*).

Figura 11. Correlação entre grandezas físicas, grandezas de proteção e grandezas operacionais (OKUNO, 2010).

4.4.1 Dose absorvida

A dose absorvida representa a energia média depositada pela radiação incidente em um volume de massa Δm . Inicialmente, a unidade adotada foi o rad (*radiation absorbed dose*), sendo,

$$1 \text{ rad} = 100 \text{ erg/g}$$

Essa medida pode ser relacionada à dose no ar, medida em R , a partir do valor da energia necessária para arrancar um de seus elétrons (XAVIER, 2006). Em média, são necessários 33,8 eV de energia para que tal aconteça, sendo,

$$1 \text{ R} = 85,9 \text{ erg/g} = 0,86 \text{ rad}$$

Da taxa de exposição no ar (R/h) pode-se obter a dose absorvida no ar (rad) ou a taxa de dose absorvida no ar (rad/h) pelo fator 0,87. No tecido humano,

$$1 \text{ R} = 0,96 \text{ rad (ibid.)}$$

4.4.2 Equivalente de dose, H (*dose equivalent* - ICRP-26)

Ao contrário do que ocorre com raios X, gama e elétrons, quando se fala de partículas como produtos de fissão, partícula alfa, prótons etc., o dano biológico não é aproximadamente proporcional à energia. Para estes casos, definiu-se a grandeza equivalente de dose, H, conhecida anteriormente como dose equivalente, sendo expressa por,

$$H = D \cdot Q \quad (\text{Eq. 11})$$

onde D é a dose absorvida no tecido ou órgão humano e Q é o fator de qualidade da radiação no ponto irradiado. A unidade usada inicialmente foi o rem (*roentgen equivalent man*), sendo usada atualmente a unidade no Sistema Internacional SI, é o Sievert (Sv), sendo,

$$1 \text{ Sv} = 100 \text{ rem} = 1 \text{ J/kg.}$$

Para a radiação gama, o fator de qualidade (Q), apresentado na Tabela 1, relaciona-se ao coeficiente de transferência linear de energia (LET) da radiação na água.

Tabela 1. Valores para fator de qualidade (Q).

Tipo de radiação	Fator de qualidade (Q)
Raios X, raios gama, elétrons	1
Prótons de alta energia	10
Nêutrons de energia desconhecida	20
Partículas alfa, produtos de fissão	20

Como o fator Q é 1 para as radiações X, gama e elétrons, tem-se,

$$1 \text{ R} = 1 \text{ rad} = 1 \text{ rem}$$

Dentre os materiais indicados na literatura para blindagem de radiação gama estão o chumbo, o tungstênio e o urânio, devido a sua alta densidade. A atenuação da radiação incidente depende da densidade do material, da intensidade do feixe incidente e da espessura da parede da blindagem, indicada na equação 12 (MCALISTER, 1955).

O chumbo é um material de custo baixo em comparação aos outros metais citados e resistente à corrosão química. É de fácil fabricação apesar da toxicidade elevada. O urânio é um material com densidade de $19,05 \text{ g/cm}^3$ enquanto o chumbo tem densidade de $11,35 \text{ g/cm}^3$. Ao contrário do chumbo, o urânio oxida em contato com o ar. Para melhorar essa propriedade costuma ser misturado ao molibdênio, aumentando sua resistência mecânica também. É um material pirofórico e tóxico, devendo ser manipulado com cuidado. No Brasil, as instituições autorizadas a trabalhar com este elemento são o IPEN/CNEN-SP, CCN-NE e CRD-RJ (SANTOS-OLIVEIRA, 2014). O outro material indicado é o tungstênio, com densidade maior dos três citados, $19,3 \text{ g/cm}^3$, é de difícil fabricação e de custo elevado, sendo normalmente usado para blindagens menores, próximas à fonte (TAUHATA, 2013). Ao contrário do urânio que tem temperatura de fusão a cerca de $1135 \text{ }^\circ\text{C}$, o chumbo e o tungstênio fundem a $327 \text{ }^\circ\text{C}$ e $3422 \text{ }^\circ\text{C}$, respectivamente. Por terem temperaturas altas de fusão se comparados ao chumbo, o urânio e o tungstênio são boas opções de blindagem para radioisótopos que liberam maior quantidade de energia.

5 Interação da radiação com a matéria

O número de fótons decresce exponencialmente com a espessura do material atravessado pelo feixe, dado por;

$$N = N_0 e^{-\mu x} \quad \text{ou} \quad I = I_0 e^{-\mu x} \quad (\text{Eq. 12})$$

onde $e^{-\mu x}$ é o fator de atenuação, representando a fração dos fótons do feixe que não interage com o material de espessura x (OKUNO, 2010).

Um conceito também considerado importante no cálculo de espessuras de blindagens é o de camada semirredutora (CSR), que corresponde à camada necessária do material para que a intensidade do feixe reduza à metade. A CSR se relaciona ao coeficiente de atenuação μ pela equação 13;

$$CSR = \frac{\ln 2}{\mu} \quad (\text{Eq. 13})$$

onde μ é o coeficiente de atenuação linear do material para valores determinados de fótons incidentes. A comparação das espessuras de blindagem necessárias para cada fonte a ser transportada é um dos meios de indicar o material ideal para a construção desta (MCALISTER, 1955).

O coeficiente de atenuação linear, para a atenuação de radiação gama, depende de três fatores: espalhamento Compton, efeito fotoelétrico e produção de pares. O coeficiente total é a soma dos coeficientes de atenuação de cada um destes três fatores. No efeito fotoelétrico, há interação com o átomo resultando na ejeção de um elétron do átomo. Esse efeito é muito importante, quando há raios gama de baixa energia interagindo com elementos pesados como o chumbo, o tungstênio e o urânio. O espalhamento Compton é semelhante ao efeito fotoelétrico, quanto à emissão de um elétron, porém há transferência parcial da energia incidente ao elétron. Ambos os efeitos são proporcionais ao número atômico (Z) do elemento absorvedor e inversamente proporcionais ao raio atômico. A produção de pares consiste na transformação da energia incidente em um par pósitron - elétron ao se aproximar do núcleo do material absorvedor. Ela ocorre, quando há interação com radiação gama de energia maior que 1022 keV (MCALISTER, 1955).

O livre caminho médio do material é dado por;

$$L = \frac{1}{\mu} \quad (\text{Eq. 14})$$

sendo inversamente proporcional ao coeficiente de atenuação, portanto será menor para coeficientes maiores. Ele representa o caminho percorrido pelo fóton antes de interagir com o átomo, sendo menor para elementos mais pesados, como o chumbo, o tungstênio e o urânio. Essa é a razão pela qual esses elementos são indicados para blindagem de radiação gama.

6 O EMBALADO E OS PRODUTOS A SEREM TRANSPORTADOS

Este capítulo aborda a configuração dos geradores para os quais o radionuclídeo Tc-99m será utilizado, atividades deste e do Mo-99 e detalhes quanto ao seu transporte.

6.1 Os geradores

Os geradores de radionuclídeos são sistemas de preparo de radiofármacos, onde se usa um radionuclídeo de meia-vida longa que decai em outro radionuclídeo que é eluído ou extraído para a preparação do radiofármaco. Os radionuclídeos utilizados são produzidos em reatores ou aceleradores de partículas. Como a maioria dos radionuclídeos emissores de beta menos, o Mo-99 é produzido a partir da fissão do U-235 em reator (SORDI, 1992).

O Mo-99 decai para o Tc-99m/Tc-99 com meia vida de 66 h, tempo suficiente para o transporte até o local onde será processado de modo a fazer os geradores de tecnécio. O decaimento é beta menos e gama (de 780 keV) neste estágio. Após esse primeiro decaimento, o produto Tc-99m decai formando Tc-99, liberando fótons de aproximadamente 140 keV, usados na formação da imagem do diagnóstico. O Tc-99 decai novamente por beta menos com meia vida de $2,12 \cdot 10^5$ anos que, comparados à vida média humana, pode-se dizer que não oferece risco de deposição de energia por interação da radiação emitida com os tecidos do corpo. A Figura 12 mostra o esquema de decaimento do Mo-99 até Tc-99. A maioria dos materiais radioativos utilizados em diagnóstico e terapia é eliminada de forma natural, muitas vezes antes de perderem totalmente sua radioatividade (MATHER, 2014). A Figura 13 mostra o gerador de tecnécio comercial produzido pelo IPEN. Em 2014 estão sendo produzidos acima de 300 geradores por semana, tendo atividades de 250, 500, 750, 1000, 1250, 1500 e 2000 mCi.

purificação e gera grandes quantidades de rejeitos radioativos. Contudo, é um radionuclídeo importante devido ao seu grande uso na medicina e a fácil preparação dos geradores após essa fase inicial de separação e purificação. (MATHER, 2014)

Os isótopos de Tc são o Tc-97, o Tc-98 e o Tc-99, sendo o último o mais abundante no produto da reação de fissão no reator. Pode-se marcar diferentes moléculas com Tc-99m, dependendo do órgão que se quer atingir. Pode-se utilizar, por exemplo, o metal conjugado a um anticorpo que se usa para identificar certos carcinomas (PRESCOTT, 2014).

6.2 O transporte de produtos radioativos

Ao fazer o transporte de materiais radioativos, tanto o motorista quanto o encarregado de colocar e retirar o material no veículo recebem doses de radiação. A exposição excessiva à radiação leva a efeitos biológicos agudos ou tardios graves. O limiar de dose para que os efeitos biológicos sejam mínimos é declarado na norma da Comissão Nacional de Energia Nuclear CNEN NE-5.01 como a dose máxima anual (50 mSv). Esta quantidade de radiação da dose deve ser medida nos testes como se um trabalhador ficasse parado por 30 min a 1 m do embalado (CNEN, 2013). Este limite deve ser respeitado e o material deve ser fiscalizado para que o trabalhador não receba doses maiores. O trabalhador também deve receber treinamento a fim de adequar seus procedimentos durante todo o trajeto e não receber dose maior que a estimada por negligência.

O transporte é regulado pela norma CNEN NE-5.01: TRANSPORTE DE MATERIAIS RADIOATIVOS, de 01/08/1988, (CNEN, 2013) que estabelece os requisitos de segurança durante o transporte de materiais. Essa norma traz os seguintes requisitos a serem usados: retenção do produto radioativo, controle do nível de radiação externa, prevenção de criticalidade e prevenção de danos por aquecimento. Para o primeiro requisito, a norma recomenda conhecer a atividade em Becquerel (Bq) e a natureza do conteúdo; para a segunda, a incorporação de uma blindagem ao embalado e marcação dos níveis de radiação no rótulo e etiquetas; para a terceira, controlar a configuração dos embalados que contêm material físsil e, para a quarta, adoção de métodos de

dissipação de calor para evitar aumento de temperaturas na superfície do embalado. A mesma norma estabelece o uso de um Plano de Transporte por escrito e, para o caso dos embalados de material crítico, um Plano de Proteção Física. O valor de atividade considerado radiativo é 74 kBq.g^{-1} (TAUHATA, 2013).

Existem quatro tipos de embalados, sendo eles: exceptivo, industrial, A e B. O primeiro pode ser industrial ou comum, contendo pequena quantidade de material radioativo, não requerendo licenças especiais. O segundo compreende embalados contendo conteúdo contaminado em superfície ou material de baixa atividade específica. O terceiro é composto por embalados para fins normais de uso e, o quarto, com proteção aos efeitos danosos de acidentes.

Os limites de atividade para embalados tipo A estão mostrados na Tabela 2, sendo que A_1 é para aqueles contendo material radioativo sob forma especial e A_2 para as demais. Os valores não devem ultrapassar os da tabela (CNEN, 2013; TAUHATA, 2013) Já para embalados tipo B, caso do embalado analisado, seus valores são dados de acordo com o seu projeto, não devendo ultrapassar em momento algum e tanto seu estado físico e quanto ao elemento carregado estes não devem ser diferentes daqueles autorizados (CNEN, 2013). Os limites para embalados exceptivos são dados na Tabela 3, em termos de A_1 e A_2 . Os embalados devem atender todos os requisitos para serem liberados.

Os embalados Tipo B devem atender a todos os requisitos dos embalados tipo A e exceptivos trazidos nas Tabelas 2 e 3. Além disso, devem atender também aos seguintes requisitos: após serem submetidos aos ensaios devem continuar com blindagem mantendo uma atividade de no máximo 10 mSv.h^{-1} a um metro de distância do embalado, resistir ao calor gerado pelo radionuclídeo carregado, nenhuma superfície externa deve ultrapassar o limite de $50 \text{ }^{\circ}\text{C}$ em qualquer momento, garantindo proteção térmica mesmo em acidentes, restringir vazamento ou dispersão do conteúdo, quando submetido aos testes do embalado Tipo A com $10^{-6} A_2$ por hora e impedir vazamento do conteúdo acumulado durante uma semana no máximo a $10 A_2$ para Kr-85 e A_2 para os demais. Esse embalado deve ser submetido aos testes de Queda I, II e III, térmico e imersão em água. (TAUHATA, 2013).

Tabela 2. Tabela com os valores de atividades A_1 e A_2 para embalados Tipo A para alguns radionuclídeos. Esses valores são válidos apenas para embalados tipo A, sendo usados dentro de locais onde não são carregadas grandes quantidades de materiais (TAUHATA, 2013)

Radionuclídeo	A_1	A_2	Concentração em Atividade para material exceptivo	Limite de Atividade para uma consignação exceptiva
	(TBq)	(TBq)	(Bq g ⁻¹)	(Bq)
Am-241	1 E+01	1 E-03	1 E 00	1 E+04
C-14	4 E+01	3 E 00	1 E+04	1 E+07
Ca-45	4 E+01	1 E 00	1 E+04	1 E+07
Cf-252	5 E-02	3 E-03	1 E+01	1 E+04
Cl-36	1 E+01	6 E-01	1 E+04	1 E+06
Co-57	1 E+01	1 E+01	1 E+02	1 E+06
Co-58	1 E 00	1 E 00	1 E+01	1 E+06
Co-58m	4 E+01	4 E+01	1 E+04	1 E+07
Co-60	4 E-01	4 E-01	1 E+01	1 E+05
Cr-51	3 E+01	3 E+01	1 E+03	1 E+07
Cs-137 (a)	2 E 00	6 E-01	1 E+01 (b)	1 E+04 (b)
Fe-59	9 E-01	9 E-01	1 E+01	1 E+06
Ga-67	7 E 00	3 E 00	1 E+02	1 E+06
H-3	4 E+01	4 E+01	(b)	-
I-125	2 E+01	3 E 00	1 E+03	1 E+06
I-131	3 E 00	7 E-01	1 E+02	1 E+06
In-111	3 E 00	3 E 00	1 E+02	1 E+06
Ir-192	1 E 00(c)	6 E-01	1 E+01	1 E+04
Kr-85	1 E+01	1 E+01	1 E+05	1 E+04
Mo-99 (a)	1 E 00	6 E-01	1 E+02	1 E+06
Na-22	5 E-01	5 E-01	1 E+01	1 E+06
Na-24	2 E-01	2 E-01	1 E+01	1 E+05
Ni-63	4 E+01	3 E+01	1 E+05	1 E+08
P-32	5 E-01	5 E-01	1 E+03	1 E+05
Pm-147	4 E+01	2 E 00	1 E+04	1 E+07
Po-210	4 E+01	2 E-02	1 E+01	1 E+04
Pu-239	1 E+01	1 E-03	1 E 00	1 E+04
Ra-226 (a)	2 E-01	3 E-03	1 E+01 (b)	1 E+04 (b)
S-35	4 E+01	3 E 00	1 E+05	1 E+08
Sc-46	5 E-01	5 E-01	1 E+01	1 E+06

Os valores dados nas tabelas variam de acordo com o radionuclídeo,

especificando valores diferentes dependendo do material e, no caso dos exceptivos, da forma na qual aparece.

Tabela 3. Valores de limites A_1 e A_2 para embalados exceptivos em termos das atividades especificadas antes (TAUHATA, 2013).

Estado Físico do Conteúdo	Instrumentos ou Artigos		Materiais
	Limites para cada Item	Limites para o Embalado	Limites para o Embalado
Sólidos			
Sob forma especial	$10^{-2} A_1$	A_1	$10^{-3} A_1$
Outras formas	$10^{-2} A_2$	A_2	$10^{-3} A_2$
Líquidos	$10^{-3} A_2$	$10^{-1} A_2$	$10^{-4} A_2$
Gases			
Trício (H-3)	$2 \cdot 10^{-2} A_2$	$2 \cdot 10^{-1} A_2$	$2 \cdot 10^{-2} A_2$
Sob forma especial	$10^{-3} A_1$	$10^{-2} A_1$	$10^{-3} A_1$
Outras formas	$10^{-3} A_2$	$10^{-2} A_2$	$10^{-3} A_2$

O embalado analisado neste trabalho (Tipo B) visa transportar diversos radionuclídeos, incluindo o Mo-99, nas formas sólidas ou líquidas. O Mo-99 é transportado na forma líquida, em uma garrafa de aço inoxidável, mostrada na Figura 14.

Figura 14. A garrafa utilizada para carregar radionuclídeos sob forma líquida. O Mo-99 vai dentro dela, inserida dentro de outra camada antivazamento. Imagem cedida pelo Centro de Radiofarmácia do IPEN-CNEN/SP.

A garrafa é inserida dentro de outro compartimento antivazamento, criando assim, a proteção contra vazamento mesmo em caso de ficar com o material dentro por vários dias. É essa inserção antivazamento, com a garrafa contendo o radionuclídeo, que é inserida dentro da blindagem e da última camada contendo amortecimento contra choques mecânicos.

6.3 Doses e limites de taxa de dose

Quando se usa radiação, é necessário estar atento a alguns princípios. Um dos princípios previstos pelos órgãos regulamentadores é o da limitação de dose aos indivíduos ocupacionalmente expostos (IOE) e aos indivíduos do público. As doses permitidas ao público e ao trabalhador são regulamentadas pelo ICRP e, no Brasil, pela CNEN. A máxima dose anual permitida ao público, segundo a CNEN NE-5.01, é de 1 mSv.a^{-1} (MENGATTI, 2010).

O limite indicado para transporte de material altamente radioativo, a um metro do embalado, é de 2 mSv.h^{-1} (200 mrem.h^{-1}) (*ibid.*). O limite derivado de taxa na parte externa de uma blindagem é de $0,0025 \text{ mSv.h}^{-1}$ ou $2,5 \text{ rem.h}^{-1}$ ou $2,5 \text{ mR.h}^{-1}$. Esse limite foi imposto para um trabalhador durante 2000 h por ano (40 h.sem^{-1} durante 50 semanas de trabalho) e define as áreas às quais se pode permitir acesso aos trabalhadores sem restrições, quando há monitoração individual (*ibid.*).

6.4 Os embalados utilizados

Os embalados (ou *casks*) atualmente em uso no país são fabricados por empresas externas especializadas. Um dos embalados pertence à família F-458 da empresa MDS Nordion Canadá. Ele consiste de uma blindagem de urânio empobrecido encapsulado em aço inoxidável. É composto por diversas partes, que se encaixam umas nas outras. Eles são liberados para 37 TBq ou 1000 Ci de atividade de Mo-99/Tc-99m em formato sólido ou solução aquosa de até 1 M de NaOH₃ ou até 0,4% de NaCl. O embalado é composto de diversas peças encaixadas umas às outras, como camadas, conforme Figuras 15 a 19. A primeira camada, de fora para dentro, é o revestimento externo,

responsável pela proteção mecânica. Nele, os choques devem ser absorvidos sem que haja rompimento do material de modo a expor os indivíduos e o ambiente à radiação emitida pelo conteúdo contido na parte central. É importante que seja resistente aos choques e impactos para que não haja riscos de vazamento do produto radioativo. A segunda camada, seguindo de fora para dentro, tem por finalidade amortecer impactos, evitando vibrações sobre o líquido central, é a camada de amortecimento. Em seguida, vem a camada de blindagem radiológica, responsável por reduzir o nível de radiação que chega ao exterior, atenuando radiação gama e absorvendo partículas α e/ou β , quando houver. Na parte central, fica o material transportado, no caso estudado, o Mo-99, matéria-prima para a obtenção dos geradores de Tc-99m.

Figura 15. A imagem mostra as partes que compõem o embalado fabricado pela Nordion Canadá.

Figura 16. As partes que compõem o embalado. A blindagem é a segunda camada (em cinza). O núcleo, onde é inserido o conteúdo é a parte central (em preto) e as demais partes (em branco) representam as proteções contra choque mecânico.

Figura 17. O embalado produzido pela Nordion Canadá, utilizado para o transporte do radionuclídeo Mo-99 por via aérea. Imagens cedidas pelo Centro de Radiofarmácia do IPEN-CNEN/SP

O embalado da Nordion pesa por volta de 190 kg, mudando um pouco de acordo com os modelos mostrados na Tabela 4. O embalado da Alemanha usado pela Radiofarmácia é da empresa GANUK, mostrado na Figura 18. É semelhante ao da Nordion, exceto pelo material de sua blindagem que é uma liga cuja base é o tungstênio. Os documentos indicam uma densidade de $18,5 \text{ g.cm}^{-3}$, bem próximo à densidade de $19,3 \text{ g.cm}^{-3}$ do tungstênio puro. No design, percebe-se um palete como proteção externa contra choques mecânicos. O

modelo da Nordion (Figura 15) tem espaços para inserir as garras ou ganchos no momento de ser movido ou transportado.

Figura 18. O embalado produzido pela GANUK. A proteção externa conta com um palete para o transporte. Imagem cedida pelo Centro de Radiofarmácia do IPEN-CNEN/SP.

Tabela 4. Modelos de embalados utilizados para transporte de material radioativo de alta emissão

Tipo de modelo de embalado	Massa total (kg)	Diâmetro da blindagem (mm)	Altura da blindagem (mm)	Tipo de inserção antivazamento	Tipo de inserção de blindagem
F-458/F-251MKII F-458/251	167	184	274	F-320 F-248	F-368
F-458/F-318	164	171	268	F-320 F-248	F-368
F-458/F-245	153	181	245	F-248	F-336
F-458/F-247	125	165	218	F-242	--
F-458/F-448	138	184	256	F-256	F-174 F-286 F-382 F-389

Dos modelos especificados na Tabela 4, são produzidos em urânio empobrecido e aço inoxidável os tipos F-2, F-251 MKII, F-318, F-245 e F-247. O modelo F-448 é produzido com chumbo em aço inoxidável. As combinações das partes se dão de acordo com a necessidade. Ao carregar sementes de Ir-192, por exemplo, é necessário usar as blindagens de material mais pesado e

um compartimento extra de blindagem de tungstênio, além da de urânio.

A parte externa, na qual encaixa o compartimento blindado, é um cilindro de aço inoxidável, possui altura de 494 mm e comprimento de 400 mm e suas paredes laterais têm espessura de 1,08 mm. Existem diversos compartimentos blindados, sendo utilizados de acordo com o objeto a ser transportado. Cada radiofármaco ou elemento transportado requer uma combinação diferente de compartimentos externo e blindagem, sendo estes separados de acordo com a quantidade de radiação emitida. A família de embalados F-458 pode transportar diversos radioisótopos, incluindo o Mo-99 e o Tc-99m, o Co-60, o I-125, usados em tratamento e diagnóstico de câncer. Alguns outros radioisótopos também podem ser transportados com o embalado: Cs-131, usado para tratamento de diversos tipos de câncer; Yb-169, usado para radiografia industrial como também para pesquisa e terapia de medicina (câncer) e o Ir-192 que é encapsulado em alumínio em forma de fios ou botões e é usado para aplicações de braquiterapia e radiografia industrial. Contudo, para o Ir-192 é necessário usar um compartimento extra à base de tungstênio para complementar a blindagem.

O compartimento blindado em urânio empobrecido nos modelos F-251, F-318, F-245 e F-247 têm espessura de 4,4 cm, 4,6 cm, 5 cm e 4,4 cm, respectivamente. Eles são encapsulados com pelo menos 3 mm de aço inoxidável. As cavidades para inserção dos materiais a serem transportados são de diferentes diâmetros e alturas também, sendo 7,5 cm e 15,1 cm (diâmetro e altura) no F-251 e no F-318, 6,3 cm e 11,6 cm no F-245 e 5,3 cm no F-247. A Figura 19 mostra a blindagem do modelo utilizado na Radiofarmácia do IPEN. O núcleo, mostrado na Figura 20, constitui a proteção antivazamento e tem diâmetro aproximado de 6 cm; sua tampa é rosqueada com dois anéis de vedação. Havendo necessidade de uma blindagem para doses maiores de radiação, como no caso do transporte do Ir-192, é inserido um compartimento de chumbo cilíndrico nomeado F-448. Este compartimento é selado com um anel O e um plugue e, em seguida, é inserido no compartimento maior de aço inoxidável e ambos são selados com uma tampa. No amortecimento, são utilizadas paredes duplas de aço inoxidável, cujo espaço é preenchido com espuma de poliuretano. Dois respiradouros no cilindro e dois na tampa permanecem vedados com uma rolha plástica. Não há

equipamento de resfriamento mecânico ou filtros, assim como sistema de alívio de pressão. A quantidade de energia emitida não é suficiente para aquecer os compartimentos a ponto de atingirem pontos críticos.

Figura 19. A vedação da blindagem é feita com uma tampa com alça, posicionada no embalado com proteção de mais uma tampa parafusada. Imagem cedida pelo Centro de Radiofarmácia do IPEN-CNEN/SP.

Figura 20. O núcleo, recipiente antivazamento onde é inserida a embalagem contendo o Mo-99. Imagens cedidas pelo Centro de Radiofarmácia do IPEN-CNEN/SP.

6.5 Outro embalado com blindagem semelhante

Outro embalado usado para transporte de Mo-99 é o KRI-BGM B(U), coreano, também produzido com urânio empobrecido como blindagem. Suas dimensões são 475 mm e 400 mm de altura e diâmetro totais, respectivamente, com peso total de 170 kg. De acordo com Cho, a blindagem é composta de urânio empobrecido e tungstênio e a estrutura principal é aço carbono e aço inoxidável. A absorção de choque é composta por poliuretano e se localiza entre a blindagem e a estrutura de aço, conforme mostra a Figura 21 (CHO, 2014).

O uso do urânio em diversos embalados, de locais e empresas diferentes, mostra que este material apresenta vantagens de blindagem comprovadas na prática. A Nordion produziu diversos embalados com esta blindagem e outros países como a Coréia também se interessou. Apesar de ser um material difícil de manipular é eficaz na atenuação de radiação gama.

Figura 21. O embalado coreano KRI-BGM B(U) utilizado para transporte de molibdênio. A parte amarela é a proteção mecânica contra choques, de poliuretano. A parte laranja é a blindagem de urânio empobrecido, e a laranja claro é a blindagem de tungstênio. A camada lilás que segue à amarela é uma camada antichamas (CHO, 2014).

7 O URÂNIO

O urânio pode ser fundido ou sinterizado. A metalurgia do pó é interessante, pois evita perda de material e reduz o acabamento após a prensagem. A sinterização é um processo de manufatura de peças e componentes usado na metalurgia do pó, sendo capaz de produzir em larga escala mantendo a precisão e a alta qualidade, reduzindo os rejeitos e o custo com acabamento. Consiste da passagem de um compactado verde através de um forno de esteira a atmosfera controlada, aquecendo as peças a temperatura menor que o ponto de fusão do metal base (CHO, 2014). Contudo, é utilizada para peças menores, sendo usada a fundição para a obtenção de peças em urânio metálico. Para trabalhar com o urânio deve-se tomar alguns cuidados, pois é pirofórico, reagindo com o ar facilmente. Assim, tanto para a fundição quanto para a etapa de sinterização são indicadas atmosferas inertes ou vácuo. Por ser uma peça de aproximadamente 27,4 cm de forma cilíndrica, é mais fácil fazer diversas peças que se encaixam formando as paredes do cilindro para o uso de sinterização. Contudo, só é possível fazer peças menores, essa opção não é a mais indicada para o feitiço das peças que compõem o embalado.

O processo de fundição do urânio é complicado, mas possível de se fazer com o elemento. O urânio funde a cerca de 1135 °C sendo usado cadinhos de grafita para sua fusão. O urânio está presente até na comida e água consumidos. Existe cerca de 90 µg de urânio no corpo humano, obtidos de água, ar e alimentos, sendo cerca de 66% encontrado no esqueleto, 16% no fígado, 8% nos rins e 10% nos demais tecidos (PRESCOTT, 2014).

O Brasil criou em 27 de agosto de 1962, através da lei 4118, a Comissão Nacional de Energia Nuclear, CNEN, responsável pelo controle de toda a indústria do urânio, desde a prospecção até a fabricação dos elementos combustíveis, além do controle de todas as atividades relacionadas com a energia nuclear. De acordo com esta lei, é monopólio da União a pesquisa e a lavra das jazidas de minerais nucleares no território nacional, o comércio dos

minérios nucleares e seus compostos (elementos físseis e férteis, radioisótopos artificiais e substâncias radioativas das três séries, dos subprodutos nucleares), a produção de materiais nucleares e suas industrializações. A criação da Companhia Brasileira de Tecnologia Nuclear (CBTN), que depois pela lei Nº 6.189, de 16 de Dezembro de 1974 passou a se chamar Empresas Nucleares Brasileiras Sociedade Anônima - NUCLEBRÁS, completou a estruturação dos órgãos governamentais responsáveis pela indústria do urânio. A CNEN passou o planejamento e a supervisão de todas as operações com urânio.

O ciclo do combustível é a sequência de operações desde a pesquisa e a lavra de minérios nucleares utilizada na produção de urânio combustível, incluindo: prospecção, mineração, produção de concentrado, refino, enriquecimento, fabricação de elementos combustíveis, seu uso no reator, processamentos químicos para recuperar e recompor o material fissionável ainda existente no combustível usado e reenriquecimento do material combustível para uso no ciclo seguinte.

O urânio natural é obtido em jazidas cuja origem vem da interação de processos orogênicos, estruturais, geomorfológicos, geoquímicos, e outros. Sua abundância relativa é de 2 g.t^{-1} , sendo quinhentas vezes mais abundante que o ouro e vinte vezes mais que a prata. Apesar de amplamente distribuído na crosta terrestre, correspondendo a uma concentração de 0,0003%, são raros os depósitos com alta quantidade do minério, sendo a maior parte de extração da ordem de 0,1 %. É um elemento tipicamente litófilo, do qual é conhecido mais de uma centena de minérios (TAUHATA, 2015), ocorrendo sob a forma de óxidos, tanto em minerais próprios como em suas demais formas de ocorrência: solução aquosa, adsorção, substituição diadóxica, etc. (IAEA, 2015). As principais formas nas quais aparece o urânio é a pechblenda e a uraninite, minérios pretos ou marrom escuro de alta densidade, compostos por óxido de urânio (U_3O_8). (TAUHATA, 2015). Sendo aquela um minério encontrado em veios onde estão presentes cobre, cobalto, níquel, ferro, chumbo, zinco ou prata e, em alguns locais, ouro e platina.

7.1 Extração do urânio

A conversão do minério de urânio ou concentrado em urânio metálico ou hexafluoreto pode ser feito por três diferentes operações, esquematizado na Figura 22. Inicialmente, é feita a separação do urânio das demais impurezas contida no minério. Então, o urânio purificado é convertido em um composto intermediário adequado para a produção de metal ou tetrafluoreto de urânio. Por fim, o tetrafluoreto produzido nessa etapa intermediária é convertido no produto final (SILVA, 2014).

Figura 22. O urânio é extraído inicialmente do minério e o material purificado é então convertido no produto final desejado.

A purificação é normalmente realizada através de extração por solvente a partir de uma solução de ácido nítrico da matéria-prima, que pode ser um minério retirado da natureza, pechblenda ou um concentrado (SILVA, 2014).

7.2 Separação / síntese do urânio

A sequência de equações químicas mostradas a seguir descrevem a solução de sal de urânio em ácido nítrico.

Nestas reações, é produzida uma solução de nitrato de urânio. Nesta, uma variedade de íons complexos pode ser encontrado, onde os sulfatos, fluoretos e fosfatos são importantes no processo de refino (SILVA, 2014).

7.3 O processo de extração

O urânio pode ser transferido parcialmente a uma fase orgânica, quando misturado a certos compostos (dissolvidos em solventes orgânicos inertes) ou líquidos orgânicos. Também pode haver transferência para uma fase aquosa se a fase orgânica for posta em contato com água pura. Essa passagem de fases pode ser controlada por ajustes nas condições e dita seu uso na purificação nas refinarias de urânio (FERRETO, 1999).

O urânio metálico pode ser produzido por diversas rotas, dependendo dos reagentes e produtos que se tem e aos quais se quer chegar. Para quase todas as rotas o início é um óxido de urânio ou haleto (*ibid.*). Estes métodos podem ser agrupados em quatro categorias, sendo estas:

- I) Redução de haletos de urânio com metais;
- II) Redução de óxidos de urânio com metais ou carbono;
- III) Redução eletrolítica;

IV) Desproporção ou decomposição térmica de haletos de urânio.

Em I, encontra-se a redução de urânio com cálcio e magnésio, feita em larga escala a partir do UF_4 . Sendo feita sob condições apropriadas, forma-se um sólido regular de metal sob uma capa de escória (FERRETO, 1999). Em II, há produção de urânio *shot* (*remates, pequenos pedaços*) em uma alta fusão. A redução do carbono dos óxidos, pode produzir pó de urânio a altas temperaturas e baixas pressões. Em III, a redução em sal fundido forma urânio em pó. Já IV, a desproporção e decomposição térmica, só pode ser realizada em pequena escala. Os três últimos grupos são menos utilizados, não conseguindo competir com o I, pois formam pequenos pedaços e normalmente as peças produzidas em urânio metálico são grandes e pesadas (FERRETO, 1999).

A redução do tetrafluoreto de urânio (UF_4) com magnésio é feita pelo térmite, gerando um metal quente muito reativo quimicamente. Por isso, deve ser realizado usando um vaso inerte. A temperatura atingida é muito mais alta que a de ebulição do magnésio, devendo a reação acontecer em um sistema fechado. Utiliza-se, normalmente, um vaso de reação do tipo bomba de aço com flange forrada com calcário dolomítico eletricamente fundido (EFD) ou escória de fluoreto de magnésio reciclado (MFL) (HARRINGTON, 1959). A redução do tetrafluoreto com cálcio foi utilizada na Europa no lugar da redução por magnésio. Sua energia livre e entalpia são menores e obtém-se uma fusão completa do urânio e da escória, conseguindo boa separação de ambos se inflamados a temperatura ambiente, porém as cargas devem ser pré-aquecidas (*ibid.*). A reação se inicia com magnésio misturado a peróxido de sódio em pastilhas queimado eletricamente em um forno primário, ou dopagem de pastilhas de nitrato misturado a lactose. Essa reação inicial é rápida e autossustentada, acompanhada de gás e pequenas partículas, conduzida em câmara blindada. O urânio fica protegido por uma manta de vapor de cálcio no próximo estágio e depois por fluoreto de cálcio, passando a esfriar em atmosfera de argônio no final. (*ibid.*) Pode-se utilizar vários materiais como refratários para redução. Um deles utiliza o fluoreto de cálcio fundido na forma de cadinho cercado por pó *tamped*. Utiliza-se também cadinhos de grafita, MgO e CaO . Porém, no correr da reação, uma parte da parede pode ser

erodida ou fundida e contaminar o material, devendo-se usar refratários puros a fim de evitar que tal ocorra. O cálcio redutor também deve ser destilado para evitar impurezas, para evitar reações perigosas por contaminação de magnésio e nitrogênio. O alto custo de cálcio puro reduz seu uso (*ibid.*).

As propostas de uso de outros haletos, como brometos, cloretos e iodetos para produção de urânio nas bombas de reação foram realizadas em pequena escala, sem uso industrial. Em relação aos trifluoretos e tetrafluoretos, os pontos de fundição e ebulição dos cloretos são menores, além de suas escórias serem mais solúveis por fase de condução de vapor em equipamentos de processamentos contínuos (HARRINGTON, 1959).

A redução de óxidos de urânio, como UO_2 , U_3O_8 e UO_3 por cálcio é possível, produzindo sólidos regulares de metal. O cálcio reduz o UO_2 a temperatura abaixo de 2300°C , o magnésio abaixo de 1280°C , e o alumínio a todas as temperaturas. Já o carbono pode reduzir a temperaturas maiores que 2300°C (*ibid.*). A redução com magnésio pode ser feita a altas temperaturas desde que a pressão utilizada seja maior que 1 atm, sendo 1370°C a 2 atm, 1450°C a 5 atm, 1540°C a 10 atm e 1720°C a 30 atm. A temperatura de pré-ignição não deve ultrapassar 450°C , pois há risco de inversão de temperaturas. Esse controle de reação é difícil em um sistema adiabático (*ibid.*). A bomba deve resistir às temperaturas de 1200°C a 1600°C dos óxidos de cálcio e magnésio, tanto quanto ao urânio fundido. O alumínio não é bom redutor para urânio, pois forma ligas estáveis com este e Al_2O_3 preparado a altas temperaturas é solúvel muito vagarosamente em ácidos, tornando a recuperação do urânio difícil. É também possível reduzir UO_2 com carbono, mas o produto é altamente contaminado com carbeto de urânio, devendo passar por lavagem em água morna para sua purificação. Após a lavagem, a esponja formada pelos hidrocarbonos e óxidos de urânio pode ser processada por técnicas de metalurgia do pó ou convertida (*ibid.*).

É possível produzir um metal muito puro de urânio através da desproporção ou decomposição térmica de metal bruto por decomposição de tetraiodeto de urânio em um filamento quente. Metal impuro é colocado em um vaso evacuado, contendo vapor de iodo e um filamento quente. Quase nenhuma das impurezas submetem-se ao processo como o urânio, resultando em um metal muito puro (*ibid.*).

7.4 Ocorrências naturais

No Brasil existem diversos pontos onde foram estudadas e catalogadas dezenas de milhares de ocorrências naturais de urânio. Contudo, poucas têm interesse econômico. Até o ano de 1972 foram perfurados 150 km em Poços de Caldas. A região tem mineralização do tipo caldasito, sendo o urânio parte da rede cristalina de uma mistura de dois minerais de zircônio (zirconita e badeleita). No Campo do Agostinho, o urânio se encontra dentro de um maciço de rocha tinguaitica hidrotermalizada. Está associado à pirita, fluorita, minerais de molibdênio, jordsita e limanita, algum zircônio e tório. A radioatividade da Chaminé Alcalina de Araxá, MG, foi descoberto em 1953. O levantamento de 1000 km feito pelo CNPq – Prospec levou à descoberta de jazida de nióbio. Foram inferidas 960000000 t com teor médio acima de 0,75% de Nb_2O_5 , até 100 m de profundidade. Dentre diversos depósitos na região, tinha-se uma reserva de 500 tons de U_3O_8 associados a 120000 tons de terras raras e 3000 tons de ThO_2 , sendo o teor de Y_2O_3 da ordem de 0,2 %, mapeados até 1973.

Em 1959, foi constatada a presença de urânio na fosforita na área de Olinda, PE. Contudo, seria necessário aumentar a capacidade de produção de concentrados da usina para tornar viável sua utilização. A Bacia de Jatobá, PE, teve a prospecção encerrada em julho de 1972, pois não existia concentração de valor econômico. A Bacia de Tucano, Ba, também teve atividades de prospecção encerradas pois a maioria correspondia a concentrações geoquímicas sem valor econômico. A Bacia do Paraná também não retornou resultados favoráveis durante os trabalhos de reconhecimento. Em Figueira, os estudos não estavam finalizados em 1973, quando lançado o boletim sobre o perfil do urânio no país, porém a CNEN indicava que continuaria estudos pois a presença de uraninita e uranocircita, e dos elementos traço V, Se, Pb, Zn, Cu, pirita e restos vegetais indicavam condições altamente favoráveis para a existência de depósitos de valor econômico. No Quadrilátero Ferrífero, foi visto presença de minerais secundários, principalmente autunita, nas fendas tensionais dos granitos. Também em Belo Horizonte não foram encontrados resultados favoráveis economicamente de teor de U_3O_8 . O processo de extração do urânio das demais áreas demanda maior custo, concentrando as

atenções na jazida de Caetité, BA. De acordo com a INB, Indústrias Nucleares do Brasil S/A o país registra a sétima maior reserva mundial, com 309000 t de U_3O_8 nos estados da Bahia, Ceará, Paraná e Minas Gerais, entre outras (INB, 2014).

O urânio no Brasil é lavrado e processado pela INB e pelo Centro Tecnológico da Marinha CTM em Aramar - SP. A Agência Brasil - Argentina de Contabilidade e Controle de Materiais Nucleares ABACC, agência binacional responsável pelo controle de materiais nucleares, lança os relatórios contendo o balanço anual da massa dos isótopos, regidos pelo código 10 dos Arranjos Subsidiários aos Acordos de Salvaguardas Quadripartite. O Quadripartite é o acordo entre Argentina - Brasil - ABACC e a Agência Internacional de Energia Atômica - AIEA, que aplica salvaguardas sobre o material nuclear. Foi assinado em 13 de dezembro de 1991, em Viena, e faz parte do Programa Átomos para a Paz. O urânio produzido é dividido nas categorias empobrecido (D), enriquecido (E) e natural (N) (PRESCOTT, 2014).

7.5 As fases da extração até o preparo para uso

7.5.1 Prospecção

A prospecção se inicia na seleção de áreas, onde se faz uma análise rigorosa de diversos aspectos preliminares. É realizada sob critérios essencialmente geológicos, considerando os antecedentes disponíveis: bibliografias, mapas geológicos regionais, mineralizações e etc. também devem ser considerados aspectos práticos, como as condições ou facilidades operativas, localização geográfica, distâncias às bases regionais (determina o equipamento a utilizar), fatores climáticos etc. (ARGENTIÈRE, 1954).

Em um terreno de interesse, deve-se investigar as formações ou setores das mesmas, envolvendo composição, caracteres estruturais, litoestratigrafia, porosidade, permeabilidade, grau de oxidação, redução, que possam controlar ou estar ligadas à passagem de soluções férteis ou à fiação ou deposição de urânio. Deve-se estudar detalhadamente a morfologia, cobertura de solo e outras características da área escolhida em detalhe. Somente após estes estudos a decisão de lavra da área é tomada e a maneira mais eficiente de

fazê-la. Após a seleção da área, aplicam-se os métodos aerogeofísicos (cintilometria aérea), geoquímica estratégica (geoquímica de aluvião e solos e geoquímica de águas) e prospecção autoportada.

Após a seleção de áreas, é iniciada a prospecção aérea, onde o levantamento para contagem total de radioatividade é o mais simples para detecção de anomalias radioativas. A espectrometria de raios gama diferencia entre anomalias causadas pelo urânio, tório e potássio e, apesar de ser mais caro inicialmente, economiza trabalho e gasto com verificação em terra de todas as anomalias (ARGENTIÈRE, 1954).

Após a concentração ou processamento do minério, é necessário refinar o *yellow cake*, para converter o U_3O_8 em produtos químicos intermediários ou urânio metálico. Para o caso do combustível nuclear utilizado em reatores de potência, passa-se o *yellow cake* por uma extração por solventes a fim de purificar o urânio e passa-se à fluoretação para a formação do UF_6 (NETO, 2010). O passo seguinte é o enriquecimento, que significa um terço dos gastos do ciclo. Pode ser feito mediante difusão gasosa, onde os isótopos mais leves têm uma velocidade um pouco superior e entram em contato com as paredes mais frequentemente, que é porosa e permite a difusão. Outro método possível é a ultracentrifugação, que o Brasil detém tecnologia. Baseia-se no mesmo princípio de velocidades diferentes para moléculas de pesos diferentes, porém submetidas à rotação em altas velocidades. No caso de transformação do hexafluoreto em UO_2 , como pastilhas, para uso como combustível, é necessário fazer um processo incluindo hidrólise, precipitação, filtração, redução, sinterização e acabamento mecânico. Do processo de centrifugação resta dois produtos: hexafluoreto de urânio enriquecido e hexafluoreto de urânio empobrecido.

7.6 Redução

7.6.1 Redução com magnésio

A conversão do minério de urânio ou concentrado de urânio metálico ou hexafluoreto pode ser feito por três diferentes operações. Inicialmente, é feita a separação do urânio das demais impurezas contidas no minério. Esse urânio purificado é convertido em um composto intermediário adequado à produção

de metal, o hexafluoreto de urânio. Por fim, o tetrafluoreto produzido nessa etapa intermediária é convertido no produto final.

O tetrafluoreto de urânio pode ser reduzido a urânio metálico por diversos métodos como a redução com cálcio ou magnésio. A redução do tetrafluoreto de urânio com magnésio é o mais utilizado método de produção massiva (WILKINSON, 1962). A determinação das técnicas é dada pelos fatores: escala de redução, pureza desejada do produto, custo dos reagentes e eficiência requerida. É possível reduzir a pó também para uso em técnicas de metalurgia do pó.

O método mais empregado para a produção de urânio metálico para uso em blindagens é a redução por magnésio. Seu custo é menor do que o uso de cálcio para a reação e não há necessidade de muitos passos de acabamento. A redução com magnésio produz uma peça cuja escória se concentra na parte mais externa, facilitando sua limpeza, pois um desbaste pequeno é suficiente para sua retirada.

É necessário o uso de um excesso de 15% acima da relação estequiométrica. Sua energia livre de reação com UO_2 é normalmente negativa, tornando-se positiva após 1225 °C. Além disso, o sulfato formado quando usado o cálcio é insolúvel, enquanto o que é formado com o magnésio é solúvel (WILKINSON, 1962). O pó fino de urânio pode sofrer ignição espontânea em contato com o oxigênio do ar a temperatura ambiente ou mesmo em água.

7.6.2 Redução com cálcio

A redução com cálcio oferece melhor aquecimento e energia livre absoluta na reação com UO_2 do que o magnésio, porém é mais difícil sua purificação por destilação do que o magnésio, além de formar sulfato insolúvel. Seu custo é maior e necessita de 30% a mais do que a quantidade estequiométrica para manter a reação (*ibid.*).

7.6.3 Segurança no uso do urânio

O pó finamente dividido de urânio pode sofrer ignição espontânea ao ficar em contato com o ar ou oxigênio. Até mesmo na água a temperatura ambiente, dependendo de sua quantidade e de quanto contato há com o

reagente. Seus hidretos podem reagir a temperaturas de $-76\text{ }^{\circ}\text{C}$ tanto quanto à temperatura ambiente. Pode reagir também a temperaturas maiores; a cerca de $200\text{ }^{\circ}\text{C}$ a $400\text{ }^{\circ}\text{C}$ em atmosfera de dióxido de carbono ou nitrogênio. Esta piroforicidade faz com que o urânio deva ser manipulado em atmosfera inerte como argônio, presente no reator.

O urânio empobrecido tem toxicidade radiológica e toxicológica, e atinge principalmente os rins e os pulmões. Os efeitos na saúde dependerão do tempo, do nível e a duração da exposição. O contato direto com a pele por semanas, é incapaz de induzir eritemas (inflamação superficial) ou outro tipo de efeito. A inalação por indivíduos do público de urânio solúvel ou insolúvel não deve exceder $1\text{ }\mu\text{g.m}^{-3}$ do corpo em fração respirável, limite derivado da toxicidade renal (IAEA, 2011). Deve-se ter cuidado a fim de evitar sua inalação e contato com a pele ferida. Mesmo finamente dividido o urânio empobrecido não atravessa a pele em condições normais, sem ferimentos. Sua emissão a temperatura ambiente é baixa, expondo pouco o IOE.

O maior problema do urânio é a emissão de radiação após determinadas temperaturas, passando a uma alta emissão. Segundo Rui Marques de Lima, em comunicação pessoal (LIMA, 2015), a dose na superfície do urânio a temperatura ambiente é de 230 mrem.h^{-1} . Contudo, quando passa pelo processo de fundição, seus produtos de decaimento vão à superfície, chegando a até $2,28\text{ MeV}$ de emissão beta. O boletim 2004-01 da NRC pede aos titulares de plantas PWR que revisem e se atentem a quaisquer fendas ou rachaduras por menores que sejam no equipamento a fim de proteger seus técnicos (NRC, 1983). Esse documento indica que as ligas utilizadas normalmente em reatores permitem penetrações em seu material, colocando em risco os operadores. O próprio vapor de água é capaz de penetrar através de pequenas fissuras nas soldas e encaixes.

Um outro problema recorrente do uso dos reatores é uma doença conhecida como "doença dos legionários". Segundo o Departamento de Trabalho dos EUA (OSHA, 2015), a doença é um tipo de pneumonia grave causada pela bactéria *Legionella pneumophila*. Já foram detectadas mais de 43 espécies, sendo mais de 20 as indicadas como causadoras da infecção. É bastante comum em rios, lagos, fontes e pode colonizar em ambientes úmidos e quentes, tais como sistemas de ar condicionado, chuveiros e banheiras e só

é transmitida pela inalação de aerossóis contaminados, não sendo transmitida pela ingestão ou contato da pele (LOURENÇO, 2015). O uso de bombas para retirada de hidrogênio formado no processo de refino do urânio proporciona um ambiente úmido e aquecido, onde colônias dessa bactéria podem se desenvolver. Os sintomas se parecem com os de uma gripe comum, porém pode levar a cegueira e, se não tratados corretamente e a tempo, à morte. As altas pressões de vapor com contaminantes necessita de bombas extras.

7.6.4 O urânio empobrecido

O urânio é encontrado na natureza em algumas rochas, como a pechblenda e areias monazíticas, sendo composto por três isótopos. A ocorrência natural de urânio e suas abundancias relativas são: U-238 99,28%; U-235 0,71%; U-234 0,006% (PRESCOTT, 2014). Os dois isótopos, U-235 e U-238 são os iniciantes de séries ou famílias radioativas, produzindo uma série de radioelementos conforme se desintegram, enquanto o U-234 é parte da série do urânio natural. O U-238 e o Th-232 (encontrado na natureza), são elementos férteis, pois podem gerar os elementos físséis Pu-239 e o U-233, respectivamente, por meio de reações nucleares induzidas. O U-235 é físsil, sendo usado como elemento combustível (TAUHATA, 2015).

O U-238 tem meia-vida de 4,5 bilhões de anos. Isso significa que sua emissão de radiação é baixa, sem contar que emite partículas α , que penetram pouco na matéria, apesar de terem alta taxa de ionização, oferecendo menor risco de exposição do que o U-235. Ao contrário de sistemas químicos, a reação em cadeia autossustentada no combustível nuclear só é possível se houver um mínimo de massa, denominado tamanho crítico. Para tal, é realizado o processo de enriquecimento. O urânio empobrecido é subproduto deste processo de enriquecimento do urânio natural. No processo de enriquecimento de urânio por ultracentrifugação, chamado de método de cascata, onde diversas centrífugas são acopladas de forma que o produto de uma seja inserido na seguinte ao término de cada ciclo, esquematizado neste trabalho pela Figura 23. O subproduto gerado é urânio com menor teor de U-235 e maior quantidade de U-238, chamado de urânio empobrecido. Este é armazenado, pois não tem utilidade nas usinas nucleares e reatores de pesquisa. No Brasil, o enriquecimento é feito pelo Centro Tecnológico da

Marinha (CTMSP), e o rejeito fica em seus depósitos, em regime de salvaguardas.

Figura 23. Esquema de uma cascata de centrífugas para enriquecimento de urânio. O hexafluoreto de urânio UF_6 é inserido na primeira centrífuga, onde é separado por diferença de massa. Em seguida, é transferido para a próxima e parte de seu produto volta para a centrífuga anterior para refazer o ciclo a fim de se separar o máximo possível do U-235. Onde P é o produto enriquecido gerado na etapa; PF é o produto final, enriquecido pronto para a etapa de preparação final do combustível.

A velocidade da máquina influencia na qualidade da centrifugação, pois quanto maior a velocidade, maior a força centrífuga que faz com que as partículas com tão pequena diferença (cerca de 1%) de massa se separem. Fica, assim, o urânio de interesse no processo de produção de energia, o U-235, e o U-238 mais pesado, seguindo por coletores diferentes. O subproduto dessa primeira etapa volta a centrífuga e o produto enriquecido segue para a próxima centrífuga. O produto passará por uma série de centrífugas até que atinja o enriquecimento necessário para o fim ao qual se destina. Atualmente, esse processo é feito no exterior. É preciso cuidado nesse ciclo, pois, em

contato com o ar, o hexafluoreto de urânio reage com a umidade produzindo o ácido fluorídrico (HF), que é perigoso (TAUHATA, 2015).

O urânio empobrecido, também chamado de *depleted uranium*, é cerca de 60% menos radioativo que o urânio natural. Sua meia-vida é de bilhões de anos, tornando-o mais seguro para usos além da geração de energia. O urânio empobrecido contém 99,8% de U-238, 0,2% de U-235 e 0,0006% de U-234 em massa (PRESCOTT, 2014). Dentre os cuidados durante manipulação do urânio empobrecido, estão não inalar nem ingerir devido à sua alta toxicidade; não é considerado importante o contato com a pele, pois suas partículas não conseguem atravessar a barreira cutânea e alcançar o sangue. A maior parte do que entra no corpo é eliminado pelas fezes, sendo que 67% pode ser filtrado pelos rins e eliminado na urina dentro de 24 h. Entre 0,2 e 2% do que é ingerido, quando presente na comida, é absorvido pelo trato gastrointestinal (*ibid.*). O urânio empobrecido tem toxicidade radiológica e toxicológica, e atinge principalmente os rins e os pulmões. Os efeitos na saúde dependerão do tempo, ao nível e à duração da exposição. O contato direto com a pele por semanas, é incapaz de induzir eritemas (inflamação superficial) ou outro tipo de efeito. A inalação por indivíduos do público de urânio solúvel ou insolúvel não deve exceder 1 $\mu\text{g}/\text{m}^3$ do corpo em fração respirável, limite derivado da toxicidade renal. Os IOE não devem receber níveis acima de 0,05 mg/m^3 , limite baseado nos efeitos químicos e exposição à radiação (*ibid.*).

Os limites de dose para IOE não devem exceder 20 mSv de dose efetiva por ano por cinco anos consecutivos ou uma dose efetiva de 50 mSv para cada ano. A equivalente dose para as extremidades ou da pele não deve exceder o limite de 500 mSv ao ano. Indivíduos do público devem receber doses que não ultrapassem o limite anual de 1 mSv, podendo ser limitado a 5 mSv em casos especiais, desde que a dose por cinco anos seguidos não ultrapasse 1 mSv ao ano. Já na pele, o limite não deve exceder 50 mSv para indivíduos do público. (*ibid.*) Caso ocorra qualquer suspeita de contaminação, deve-se proceder à contagem do urânio na urina; através da espectrometria de massa. O tratamento deve ser feito de acordo com os sintomas observados no paciente.

A Figura 24 traz o ciclo do urânio mostrando o fim dado ao subproduto urânio empobrecido. Após a extração e o refino se obtém o U_3O_8 , óxido de urânio bastante estável, mais conhecido como *yellow cake*. Em seguida, esse

material é convertido em UF_6 através de fluoretação. A seguir, passa-se ao enriquecimento do hexafluoreto de urânio, de onde se tem o subproduto urânio empobrecido. Este, por sua vez, pode ser utilizado com muitas outras finalidades, inclusive blindagens e armamentos.

A Figura 25 traz cada processo exemplificado, mostrando todos os passos do processo de refino a base fluida. O processo se inicia com óxido de urânio com no mínimo 70% concentrado, passando por um processo de redução de tamanho. A seguir, é iniciado o processo com líquidos para redução, sendo extraídos gases que venham a ser gerados nesse momento. O UO_2 gerado passa por hidrofloretação, gerando HF anidro e gases (novamente extraídos). É gerado um tetrafluoreto de urânio natural, que, para os casos em que se deseja urânio natural metálico, pode-se reduzir a urânio metálico com os processos de magnesioterapia descritos nas próximas seções.

Figura 24. Esquema do processo de refino do urânio. Traz desde o processo inicial de extração até o processo final com o tetrafluoreto para produção do urânio metálico (WILKINSON, 1962).

Para que possa passar pelo enriquecimento nas ultracentrífugas, o UF_4 passa por destilação fracionada, gerando impurezas voláteis e sólidas, restando o hexafluoreto de urânio (UF_6) de alta pureza. Após sua passagem pelas ultracentrífugas, o hexafluoreto fica dividido em hexafluoreto enriquecido (com maior quantidade de U-235) e hexafluoreto empobrecido. O primeiro

segue para a fabricação de combustíveis e o segundo para o estoque ou etapas de redução a UF_4 empobrecido para fins de fabricação de urânio metálico empobrecido. Dentre os usos do urânio antes de 1942, destaca-se coloração de cerâmica em pequena escala e resistores elétricos (BREESE, 1960).

Figura 25. o uso do urânio em suas diversas formas, desde a extração até o fim aos rejeitos e subprodutos (urânio empobrecido) (PESIC, 2005)

7.6.5 O Projeto Urânio Metálico no Brasil

A partir de 1962 o Brasil passou a se preocupar com a produção de urânio metálico nuclearmente puro no Brasil (LIMA, 1992; FERRETO, 1999). Em 1977 iniciou-se um programa envolvendo a obtenção de dados experimentais com a intenção de conhecer e otimizar os processos de obtenção do urânio metálico (FERRETO, 1999). De 1986 a 1989 consolidou-se o Projeto Urânio Metálico no Brasil, com o aumento da demanda e o domínio da tecnologia no IPEN-CNEN/SP. O projeto, liderado pelo engenheiro metalúrgico Rui Marques de Lima, nomeado pela CNEN, permitiu ao país entrar, a partir de 1989, para o seleto grupo de nações capaz de fabricar lingotes e demais peças de urânio metálico nuclearmente puro (LIMA, 1992). Foram produzidas 376 peças de urânio metálico, incluindo uma peça de 250 kg.

O lingote é uma peça de geometria pré-determinada própria para

conformação plástica. É uma peça obtida diretamente da redução do UF_4 por magnésio em reator fechado, sem refino e fundição sob vácuo (*ibid.*). Inicialmente, as peças produzidas eram botões de urânio metálico com a escória na parte externa. Segundo depoimento de Rui Marques de Lima, nos primeiros anos, utilizou-se um UF_4 comprado do Canadá, com pureza de no mínimo 98,8% de tetrafluoreto, contendo no máximo 0,7% de UO_2F_2 . Sua densidade solta era de $2,2 \text{ g.cm}^{-3}$ e densidade compactada de $3,3 \text{ g.cm}^{-3}$, insolúvel em oxalato de amônio 0,5%, com total máximo de impurezas de 205,2 ppm (Ni 100 ppm e Fe 50 ppm). Sua umidade era de no máximo 0,1%. Esse material era processado em uma bomba de aço, em forno de indução Stokes. Era possível fazer os botões com certa facilidade, não havendo explosões nem escape de material do forno.

Na etapa seguinte, o IPEN produziu UF_4 por via úmida, porém com características um pouco diferentes do canadense. O tetrafluoreto nacional, segundo depoimento e relatórios expedidos por Rui Marques de Lima, tinha densidade solta de $0,95 \text{ g/cm}^3$ e densidade compactada de $1,1 \text{ g.cm}^{-3}$, total máximo de impurezas de 425 ppm (ferro acima de 390 ppm), tendo 0,9% de UO_2F_2 . O magnésio utilizado foi produzido pela BRASMAG e aparas produzidas pela BELGO MINEIRA, tendo teor de impurezas de no máximo 1100 ppm. Sua umidade era de no máximo 0,8%. Não houve produção de outro UF_4 , sendo então a tecnologia adaptada para que este nacional pudesse ser usado.

Os primeiros botões, um deles mostrado na Figura 26, produzidos com material importado não deram nenhum tipo de reação inesperada, resultando em botões de 1 kg. Ao tentar usar o nacional, houve alguns incidentes, perdendo material e necessitando refazer o processo. Desconheciam as possíveis causas do ocorrido e foram testando algumas modificações, porém não deram muitos resultados. Rui Marques de Lima então modificou o sistema, passando a usar tampa fria e um anel que permitia saída de vapor inicial com posterior selamento (selo). A partir de então o sistema se tornou estável, sem ocorrer explosões. Foram produzidos botões com o material nacional e, em seguida, alguns lingotes e dingotes, vide Figura 27 de botões desbastados.

Figura 26. Um dos botões produzidos no IPEN. Eram pequenos se comparados aos dingotes produzidos posteriormente. Imagem cedida por Rui Marques de Lima (LIMA, 2015).

Figura 27. Dingotes de urânio produzidos no IPEN. Peças prontas para conformação, escórias já retiradas por desbaste (LIMA, 2015).

As Figuras 28 e 29 mostram alguns dos dingotes produzidos, com posterior acabamento. O UF_4 nacional era produzido pelo Centro de Engenharia Química (CEQ-IPEN), atual Centro de Química e Meio Ambiente (CQMA-IPEN).

Figura 28. Os dingotes produzidos no Projeto Urânio Metálico. Eram usinados para ter acabamento no cinza metálico, perdendo a impureza de magnésio. Nota-se do corte a homogeneidade do produto final. Imagem cedida por Rui Marques de Lima (LIMA, 2015)

Figura 29. O lingote maior e suas dimensões. A altura é aproximadamente a da blindagem utilizada no embalado, trazendo a possibilidade de fazê-lo mais próxima. Imagem cedida por Rui Marques de Lima (LIMA, 2015).

Os lingotes foram produzidos em formato que promovia o melhor rendimento da reação metalotérmica, adequado para operações de usinagem, extrusão ou forjamento (LIMA, 1992). As impurezas dos lingotes de urânio

produzidos a partir de magnesioterapia se concentram na parte externa, bastando um desbaste de 1 a 2 mm para sua retirada. O material resultante é de alta pureza, com pouca porosidade e fissuras, (*ibid.*) adequado ao uso como blindagem ou alvo para produção de Mo-99. O lingote maior é mostrado na Figura 29, trazendo suas dimensões também. Sua altura é aproximadamente a do compartimento blindado do embalado.

7.6.6 A máquina utilizada no projeto

Usava-se um forno VIM Stokes. Após as tentativas frustradas de uso do UF_4 nacional, sem possibilidades de adquiri-lo por meio de importação, algumas modificações foram empregadas por Rui Marques de Lima, vide Figura 30. A primeira delas foi a mudança para um sistema de tampa fria. Seguiu-se o uso de um selo, um anel de fixação de fluorita flotada malha 100, fornecida pela Minasolo. O argônio era utilizado para resfriamento rápido após o processo de redução, conseguindo-se inserir o ar novamente.

Figura 30. Esquema de modelo de reator usada para redução do urânio com magnésio em atmosfera controlada em cadinho de grafita (LIMA,2015).

O reator, Figura 31 era composto de um tubo mecânico de aço inoxidável contendo um cadinho de grafita, afastado da parede da bomba de redução por uma camada de alumina eletrofundida. No sistema do IPEN, o reator era um tubo mecânico de aço carbono, com um cadinho de grafita articulado (composto de três peças de grafita), visto na Figura 31, afastado da parede da bomba por uma camada de alumina eletrofundida. Essa camada de alumina tinha granulometria de +100:2 a 20%, +200:55 a 85%, +325:88 a 98% malhas por polegada quadrada. Todo o conjunto se mantinha firme com discos calcinados de CaF_2 (LIMA, 1992).

Segundo relato de Rui Marques de Lima, o revestimento de até 500 mm de grafita (reutilizadas das escórias de grandes fornos a arco) não são vantajosos para o caso do urânio. Para fabricação de lingotes de até 150 kg de urânio empobrecido é necessário utilizar revestimentos de até 2500 mm de altura. O briquete era produzido com UF_4 e Mg em uma prensa de 1000 ton. Não era necessário refundir o material para se ter pureza. O lingote final era nuclearmente puro após desbaste. O revestimento e a peça eram pré-aquecidos em 800 °C, dando início então à magnesiotermia. Os vapores e o hidrogênio lançados pelo aquecimento saíam através do selo de aço colocado na parte mais alta do forno, sendo fechado pelo vapor de magnésio em seguida. A tampa então se lacrava e a reação se iniciava. A tampa fria mantinha esse conteúdo todo em segurança, permitindo fazer os diferentes lingotes apresentados na Figura 30. O calor de reação é suficiente para separar os produtos de reação por densidade, separando MgF_2 do urânio presente.

Figura 31. O reator utilizado para redução do urânio por magnesiotermia, composto por um tubo de aço carbono com cadinho de grafita articulado. Imagem cedida por Rui Marques de Lima (LIMA, 2015).

O resultado é um lingote nuclearmente puro com a escória na parte mais externa, sem necessidade de refusão. Uma das modificações no reator inseridas por Rui Marques de Lima, na época do Projeto, foi o sistema CAGE. Este sistema permite superaquecer o urânio com boa proteção superficial e tempo de manutenção otimizado, tendo excelente material de contenção, protegendo o material fundido com óxidos e carbonetos resistentes a abrasão a altas temperaturas e fortemente aderidos aos sistemas de contenção. Ao abrir o forno, o magnésio excessivo se deposita finamente nas paredes frias do revestimento, entrando em um processo de volatilização gasosa da grafita, podendo causar explosões. A fim de reduzir o risco, foi utilizado pó de magnésio seco para abafar o sistema. Segundo ele, a densidade obtida no lingote maior foi de $18,8897 \text{ g.cm}^{-3}$ com pureza de 99,99 %.

7.6.7 Sobre ligas de urânio

O urânio é um material com o qual é possível fazer diversas ligas com alumínio, molibdênio, titânio entre outros materiais. No Projeto Urânio Metálico foram testadas algumas ligas de alumínio e urânio, descritas na Dissertação de Mestrado de Lima (LIMA, 1992). Essas ligas foram estudadas inicialmente por Gordon e Kauffman (LIMA, 1992). O sistema Al-U contém três compostos:

UAl₂, UAl₃ e UAl₄. O autor testou ligas contendo de 13 a 50 % de urânio, em peso, tendo temperatura *liquidus* maiores do que as encontradas por Gordon e Kauffman (*ibid.*). A variação da solubilidade do urânio com o aumento da temperatura resultou pelas experiências em uma máxima solubilidade de 0,06 ± 0,02% em peso de U, na temperatura eutética e a 350 °C reduz para menos do que 0,04%. O ponto de eutético foi determinado como sendo 646 ± 0,5 °C por análise térmica (LIMA, 1992).

Ao analisar as ligas de Al-U, Lima (LIMA, 1992), percebeu que as ligas de Al-U, com mais de 25% de urânio em massa apresentam diversos problemas que dificultam sua produção e uso. Esses aumentam conforme há aumento do U da liga. Os dois problemas apontados pelo autor como principais são a segregação e a porosidade. A porosidade aumenta pois se faz necessário o uso de altas temperaturas para o vazamento de ligas de alto teor de urânio, o hidrogênio aumenta sua solubilidade e, durante a solidificação, mais hidrogênio é liberado, aumentando a porosidade. O autor ainda aponta como muito difícil eliminar completamente a porosidade com técnicas convencionais de fundição, podendo-se eliminar os poros usando técnicas de fusão a vácuo, além de refusões repetidas e adição de silício. A adição de silício também auxiliou a reduzir trincas de contração e transformação da macroestrutura de colunas para equiaxial. Em relação à segregação, os elementos de liga não resolveram, nem as técnicas de refusão repetidas ou fundição ao ar e vácuo. A única solução apontada pelo autor foi o aumento da velocidade de vazamento. Bastante difícil de controlar, houve melhora com emprego de fundição centrífuga e mudanças no sistema de alimentação e fundição contínua (LIMA, 1992).

8 RESULTADOS

Os embalados (*casks*) usados atualmente não podem ser abertos além do que foi mostrado nas figuras 17 a 20, não podendo passar por testes destrutivos a fim de descobrir-se os materiais e suas quantidades em laboratório. Mediante os estudos dos documentos/literatura sobre o embalado e dos materiais indicados pelas normas, propõe-se os valores indicados neste capítulo.

8.1 Cálculo da blindagem

Para o cálculo da espessura da blindagem, foi utilizado o coeficiente de atenuação linear, obtido no site do NIST - *National Institute of Standards and Technology* - EUA, através do software XCOM, vide Figura 32, e o fator gamão da fonte de Mo-99, obtida nos documentos que citam a ICRP. Os valores utilizados foram:

- Coeficiente de atenuação mássico:

Para o urânio $1,203.10^{-1} \text{ cm}^2/\text{g}$, para o chumbo $1,136.10^{-1} \text{ cm}^2.\text{g}^{-1}$ e para o tungstênio $1,073.10^{-1} \text{ cm}^2.\text{g}^{-1}$ (TAUHATA, 2013; VICENS, 2014).

Fator gamão do Mo-99: o Mo-99 considerado é uma fonte de atividade de 1000 Ci, tendo fator $0,917 \text{ R.cm}^2.\text{mCi}^{-1}.\text{h}^{-1}$ (ESPINOSA, 2011).

Os cálculos foram efetuados utilizando a taxa de dose absorvida permitida para indivíduo trabalhador exposto, $2,5 \text{ mR.h}^{-1}$, usando a Eq. 14.

$$\dot{D} = \frac{\Gamma.A.e^{-\mu.x}}{d^2}, \quad (\text{Eq. 14})$$

onde, $\dot{D}$ é a taxa de dose, d é a distância do indivíduo à fonte, x é a espessura da blindagem, A é a atividade da fonte e μ é o coeficiente de atenuação linear (HEILBRON FILHO, 2014). A partir dos valores descritos, pôde-se chegar às

espessuras de blindagem mostradas na Tabela 5.

Tabela 5. As espessuras calculadas através da fórmula de taxa de dose absorvida. Utilizaram-se os valores anteriormente descritos, obtidos do software XCOM e da documentação da ICRP.

Material	Densidade (g.cm ⁻³)	Espessura (cm)
Tungstênio	19,25	8,85
Urânio	19,05	8,01
Chumbo	15,134	14,28

Tabela 6. As espessuras das camadas semirredutoras (CSR).

Material	CSR (cm)
Tungstênio	6,46
Urânio	5,76
Chumbo	10,19

Os resultados mostrados nas Tabelas 5 e 6 indicam que o urânio ainda é uma opção cuja espessura de parede de blindagem é menor. Como sua densidade é menor que a do tungstênio, acaba por ser uma opção mais leve, o que favorece o transporte. A Tabela 7 traz os valores de massa e volume calculados, mostrando que o menor embalado é o construído com urânio, seguido pelo de tungstênio. Novamente, ao olhar os valores, percebe-se que o embalado cuja blindagem é produzida em chumbo é de grande volume, quase 3,5 vezes maior que o de urânio, o que dificulta o transporte de maiores quantidades de embalados.

Tabela 7. Apresentação dos valores calculados de volume e os apresentados pela literatura para cada material para fins de panorama global.

Material	Volume (cm ³)	Massa (kg)	Temperatura de fusão (°C)
Tungstênio	16057,73	309,27	3422
Urânio	13141,13	251,47	1132
Chumbo	44964,61	680,31	327

Um outro aspecto importante indicado na Tabela 7 é a temperatura de fusão. A temperatura de fusão do chumbo é muito menor que a dos demais materiais. Apesar de ser indicado pela literatura como material de blindagem contra radiação gama, seu uso para embalados para carregar material de alta emissão radioativa não é viável. Um acidente com transporte por via aérea seria capaz de atingir a temperatura limite e provocar o espalhamento do material radioativo. Além desse aspecto, a espessura do embalado seria quase o dobro se o compararmos ao urânio. O urânio é o material de menor massa e volume, possibilitando serem levadas maiores quantidades de radionuclídeos já que mais embalados podem ser dispostos no transporte. Além de maior quantidade transportada, menor massa e volume possibilitam uso de máquinas menores dentro do Centro de Radiofarmácia, tornando mais fácil seu manuseio dentro de células quentes. O mesmo vale para o tungstênio, cujo volume e massa estão próximos dos valores do urânio, mesmo sendo maiores do que os valores indicados para o urânio. As temperaturas de fusão do urânio e do tungstênio os tornam mais seguros quando em acidentes durante o transporte, garantindo uma maior retenção do material.

Pelo gráfico apresentado na Figura 33, percebe-se que a seção de choque reduz conforme a energia do fóton aumenta. No intervalo dos fótons de maior energia emitidos, cerca de 780 keV, mostrado na Figura 34, há uma sensível queda dos valores de seção de choque. Sabendo que a seção de

choque é a probabilidade de ocorrer a reação, pode-se dizer que há uma queda na absorção de energia conforme aumentamos a energia irradiada a ser atenuada.

Figura 32. Tela inicial do software que funciona online. Pode-se determinar coeficientes de elementos (*elements*), compostos (*compounds*) e misturas (*mixture*).

NIST
National Institute of
Standards and Technology
Physical Meas. Laboratory

Element/Compound/Mixture Selection

In this database, it is possible to obtain photon cross section data for a single element, compound, or mixture (a combination of elements and compounds). Please fill out the following information:

[Help](#)

Identify material by:

☒ Element
☐ Compound
☐ Mixture

Method of entering additional energies: (optional)

☒ Enter additional energies by hand
☐ Additional energies from file (*Note: Your browser must be file-upload compatible*)

R-D
Sem acesso à Internet

Figura 33. Gráfico de seção de choque gerado pelo software XCOM do site do NIST.

Figura 34. Gráfico gerado ao reduzir os valores ao intervalo desejado 780 keV = 0,780 MeV. Uso do software XCOM do site do NIST.

O site do NIST mantém o software XCOM, uma base de dados dos valores de secções de choque dos elementos para diferentes valores de energia dos fótons incidentes. A Tabela 8 traz os valores da secção de choque do urânio para os valores mais próximos dos desejados para os cálculos. Como o valor retornado está entre os valores 6.10^{-1} e 8.10^{-1} MeV, foi feita uma média entre os dois valores para aproximar do valor necessário. Esse valor corresponde ao utilizado nos cálculos.

Tabela 8. Tabela mostrando os valores retornados pelo software XCOM do site do NIST.

Edge	(required) Photon Energy	Scattering		Photoelectric Absorption	Pair Production		Total Attenuation	
		Coherent	Incoherent		In Nuclear Field	In Electron Field	With Coherent Scattering	Without Coherent Scattering
		cm ² /g	cm ² /g		cm ² /g	cm ² /g	cm ² /g	cm ² /g
	1.000E-01	2.519E-01	9.510E-02	1.608E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.955E+00	1.703E+00
	1.156E-01	1.974E-01	9.434E-02	1.086E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.378E+00	1.180E+00
92 K	1.156E-01	1.974E-01	9.434E-02	4.602E+00	0.000E+00	0.000E+00	4.894E+00	4.696E+00
	1.500E-01	1.260E-01	9.159E-02	2.373E+00	0.000E+00	0.000E+00	2.591E+00	2.465E+00
	2.000E-01	7.544E-02	8.683E-02	1.136E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.298E+00	1.223E+00
	3.000E-01	3.620E-02	7.805E-02	4.051E-01	0.000E+00	0.000E+00	5.193E-01	4.831E-01
	4.000E-01	2.131E-02	7.107E-02	1.998E-01	0.000E+00	0.000E+00	2.922E-01	2.709E-01
	5.000E-01	1.402E-02	6.553E-02	1.181E-01	0.000E+00	0.000E+00	1.976E-01	1.836E-01
	6.000E-01	9.920E-03	6.100E-02	7.808E-02	0.000E+00	0.000E+00	1.490E-01	1.391E-01
	8.000E-01	5.713E-03	5.396E-02	4.192E-02	0.000E+00	0.000E+00	1.016E-01	9.589E-02
	1.000E+00	3.709E-03	4.870E-02	2.654E-02	0.000E+00	0.000E+00	7.895E-02	7.524E-02

Pela Tabela 8 pode-se ver que os valores de atenuação variam conforme o fóton a ser atenuado. O mesmo ocorre com o chumbo, conforme mostrado nas Figuras 35 e Tabela 9 e com o tungstênio, mostrado nas Figura 36 e Tabela 10.

Pelo gráfico mostrado na Figura 35, percebe-se que a curva se modifica conforme o valor de energia incidente é modificado. A secção de choque mostrada nas tabelas e gráficos é a secção total, incluindo os três efeitos possíveis de ocorrer durante a atenuação de radiação gama. A produção de pares não influencia significativamente no intervalo calculado, pois ocorre com maior probabilidade em energias maiores que 1022 keV e o intervalo a ser considerado é cerca de 780 keV. Sabendo que a secção de choque é a probabilidade de ocorrer a reação, pode-se dizer que há uma queda na absorção de energia conforme aumentamos a energia irradiada a ser atenuada.

Figura 35. Gráfico de apresentação da secção de choque do chumbo. Observa-se a queda na atenuação conforme a energia do fóton aumenta.

Tabela 9. A figura traz a tabela retornada pelo software online XCOM para o chumbo.

Edge	(required) Photon Energy	Scattering		Photoelectric Absorption	Pair Production		Total Attenuation	
		<div></div>	<div></div>		<div></div>	<div></div>	<div></div>	<div></div>
		Coherent	Incoherent		In Nuclear Field	In Electron Field	With Coherent Scattering	Without Coherent Scattering
	MeV	cm ² /g	cm ² /g	cm ² /g	cm ² /g	cm ² /g	cm ² /g	
	1.000E-01	2.128E-01	9.894E-02	5.237E+00	0.000E+00	0.000E+00	5.549E+00	5.336E+00
	1.500E-01	1.049E-01	9.484E-02	1.815E+00	0.000E+00	0.000E+00	2.015E+00	1.910E+00
	2.000E-01	6.260E-02	8.966E-02	8.464E-01	0.000E+00	0.000E+00	9.986E-01	9.360E-01
	3.000E-01	2.988E-02	8.036E-02	2.930E-01	0.000E+00	0.000E+00	4.032E-01	3.733E-01
	4.000E-01	1.746E-02	7.310E-02	1.417E-01	0.000E+00	0.000E+00	2.323E-01	2.148E-01
	5.000E-01	1.143E-02	6.734E-02	8.257E-02	0.000E+00	0.000E+00	1.613E-01	1.499E-01
	6.000E-01	8.060E-03	6.263E-02	5.406E-02	0.000E+00	0.000E+00	1.248E-01	1.167E-01
	8.000E-01	4.621E-03	5.537E-02	2.871E-02	0.000E+00	0.000E+00	8.870E-02	8.408E-02
	1.000E+00	2.991E-03	4.993E-02	1.810E-02	0.000E+00	0.000E+00	7.102E-02	6.803E-02

Figura 36. A figura traz a seção de choque do tungstênio. Percebe-se a queda na atenuação tal qual ocorre nos casos anteriores, com um pico próximo ao valor 10^{-1} MeV, como ocorreu no caso do uso do urânio.

Tabela 10. Os valores retornados pelo software XCOM para a seção de choque do tungstênio.

Edge	(required) Photon Energy	Scattering		Photoelectric Absorption	Pair Production		Total Attenuation	
		Coherent	Incoherent		In Nuclear Field	In Electron Field	With Coherent Scattering	Without Coherent Scattering
	MeV	cm²/g	cm²/g	cm²/g	cm²/g	cm²/g	cm²/g	cm²/g
	1.000E-01	1.815E-01	1.020E-01	4.153E+00	0.000E+00	0.000E+00	4.437E+00	4.255E+00
	1.500E-01	8.877E-02	9.738E-02	1.395E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.581E+00	1.492E+00
	2.000E-01	5.290E-02	9.185E-02	6.397E-01	0.000E+00	0.000E+00	7.845E-01	7.316E-01
	3.000E-01	2.512E-02	8.212E-02	2.166E-01	0.000E+00	0.000E+00	3.238E-01	2.987E-01
	4.000E-01	1.461E-02	7.458E-02	1.033E-01	0.000E+00	0.000E+00	1.925E-01	1.779E-01
	5.000E-01	9.535E-03	6.866E-02	5.962E-02	0.000E+00	0.000E+00	1.378E-01	1.283E-01
	6.000E-01	6.708E-03	6.384E-02	3.875E-02	0.000E+00	0.000E+00	1.093E-01	1.026E-01
	8.000E-01	3.836E-03	5.641E-02	2.042E-02	0.000E+00	0.000E+00	8.066E-02	7.683E-02
	1.000E+00	2.477E-03	5.087E-02	1.283E-02	0.000E+00	0.000E+00	6.618E-02	6.370E-02

Novamente, os valores retornados não são exatamente os utilizados. Assim, procedeu-se ao cálculo da média como no caso anterior. Pelo gráfico, pode-se perceber que os três elementos têm queda na probabilidade de

atenuação. A Tabela 10 traz o retorno do software online XCOM para o tungstênio. Foi usado um valor médio de energia do fóton para os cálculos, do mesmo modo que no caso do urânio. Comparando os valores do tungstênio aos do urânio utilizados no cálculo, percebe-se um valor próximo um do outro, por isso a indicação de ambos para o produto.

9 CONSIDERAÇÕES FINAIS

Na atualidade, a reciclagem de materiais é algo importante devido à grande quantidade de resíduos dispensados nos processos industriais. De acordo com Ashby (ASHBY, 2012),

“Reciclagem requer energia, e essa energia leva consigo sua carga de gases. Porém, em geral, a energia de reciclagem é pequena em comparação com a energia de produção inicial, o que torna a reciclagem - quando ela é possível - uma proposição eficiente em energia.”

A utilização do urânio empobrecido, subproduto do enriquecimento do urânio a ser utilizado como combustível nos reatores, é uma reutilização de material, uma reciclagem de material de baixa radioatividade armazenado. Sua utilização é uma forma de reduzir a quantidade guardada, sendo este um dos motivos do uso do urânio empobrecido indicado na documentação pesquisada. Reutilizar e/ou reciclar é o mais benigno cenário de final de vida útil (ASHBY, 2012).

O Brasil enriquece urânio em suas centrífugas, sobrando o urânio empobrecido. Este, por sua vez, é estocado, sem uso a princípio. Esse material é bem menos radioativo que o urânio enriquecido e até mesmo que o natural. No Brasil, a Constituição Federal de 1988, define como monopólio da União todas as etapas da produção de urânio e seus derivados, desde a prospecção, extração e beneficiamento até sua conformação mecânica. O órgão responsável pela regulamentação e fiscalização é a CNEN, que tem alguns institutos de pesquisa espalhados pelo país. Dentre estes se destacam o IPEN/CNEN-SP, o IRD no RJ e o CDTN em MG. Cada um destes trata de uma parte do ciclo do urânio e possuem seus centros de pesquisas.

O Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares de São Paulo, está instalado na capital do estado de São Paulo, no bairro do Butantã, dentro do campus da Universidade de São Paulo (USP). Foi no atual Centro de Ciência e

Tecnologia dos Materiais (CCTM) do IPEN, anteriormente chamado de Departamento de Metalurgia Nuclear, que se desenvolveu o Projeto Urânio Metálico no final da década de 1970, levando o país ao status das poucas nações capazes de fabricar o urânio metálico nuclearmente puro. Após o projeto, o CCTM foi dividido e a parte do combustível nuclear ficou a encargo do núcleo do Centro do Combustível Nuclear, separado dos demais. Contudo, esse núcleo trabalha, atualmente, somente com os óxidos das pastilhas e das placas, produzindo urânio metálico em pequenas quantidades. O urânio metálico produzido no país foi fabricado com tetrafluoreto (produzido por via úmida) nacional, e as máquinas precisaram de alguns ajustes para que não houvessem acidentes. Após as mudanças empregadas, foi possível produzir lingotes de diferentes tamanhos chegando a 250 kg, cujo desbaste superficial era capaz de retirar as impurezas, sobrando apenas urânio metálico nuclearmente puro. Apesar das dificuldades, foi possível produzir peças do material que podiam ser utilizadas para diversos fins pacíficos.

De acordo com Lima (LIMA, 1992), o IPEN-CNEN tinha capacidade para fabricação de lingotes em urânio empobrecido no isótopo U-235 (DU), natural e enriquecido no U-235. Ele fabricou desde placas até cilindros. Esse material pode ser aplicado na indústria, na medicina e para fins nucleares. Na medicina, o urânio metálico pode ser usado para fabricação de peças para aceleradores lineares, recipientes para blindagem de radiofármacos, sendo que estes últimos podem armazenar de dez a treze vezes a quantidade de radiofármacos que os de chumbo de mesmo tamanho. O autor também cita que o urânio suporta temperaturas maiores que o chumbo, além de ter maior resistência mecânica. Ele é também usado para a fabricação do Mo-99 para a produção dos geradores de Tc-99m/Tc-99, usado em mais de 90 % dos diagnósticos de doenças cardiovasculares, rins e câncer. Atualmente, o Brasil importa esse material. Porém, nos próximos anos o reator NRU (Canadá), poderá estar encerrando suas atividades, reduzindo grande parte do suprimento do radionuclídeo usado nos geradores. Atendendo ao pedido da Agência Internacional de Energia Atômica, o país tem se esforçado em fazer um novo reator nuclear, a fim de preparar os radiofármacos com tecnologia própria, conquistando independência no mercado internacional, podendo, até, exportar o produto no futuro.

Sendo assim, é um material de diversos usos, necessário em diversas etapas do processo de fabricação dos radiofármacos, desde a produção do radionuclídeo até a produção final dos geradores. Com o ciclo do urânio produzido no país, se fará necessária a tecnologia de produção do urânio metálico para as diversas etapas e produtos.

Os embalados que carregam o radionuclídeo Mo-99 são do tipo B(U), devendo respeitar todas as regras para embalados Tipo A. Esse embalado deve ter uma blindagem para a radiação gama máxima emitida (780 keV), e suportar acidentes tanto por via térrea quanto mar ou aérea. Assim, os testes de queda e imersão, além de térmicos devem ser empregados em sua fase de testes. Por ser muito denso, o urânio, conforme descrito na parte teórica, serve de amortecimento e blindagem de radiação. É um material muito resistente, auxiliando a proteger o radionuclídeo carregado e reduzindo a quantidade de camadas ou sua espessura.

10 CONCLUSÃO

- Os embalados Tipo B(U) serão necessários para o Reator Multipropósito Brasileiro (RMB), pois seus radionuclídeos preparados necessitam de blindagem para seu transporte, devido sua alta radioatividade.
- Os embalados utilizados atualmente não são mais certificados para uso por seus fabricantes. Há necessidade, portanto, de produzir novos embalados.
- Já foi produzido urânio metálico no país na década de 1970, sendo o laboratório desfeito após a finalização do projeto. Contudo, há uma grande possibilidade de uso do produto, não só na fabricação de blindagens mas também na fabricação de peças e do próprio radionuclídeo usado na medicina.
- O tetrafluoreto de urânio nacional serviu para fabricação desde peças pequenas até peças com centenas de kg, mostrando a viabilidade do uso em peças grandes como a blindagem.
- Apesar de ser possível usar o tetrafluoreto de urânio nacional, foram necessárias algumas mudanças no forno para que não ocorressem explosões colocando em risco as pessoas envolvidas no processo. As mudanças realizadas tornaram o sistema estável novamente, sendo possível realizar a fundição de diferentes peças em moldes de grafita. As peças têm aparência homogênea, não apresentam muita porosidade e suas impurezas ficam na camada mais externa do dingote, bastando desbaste para sua retirada. O urânio restante após o desbaste é nuclearmente puro.
- Os valores calculados de espessura mostram que os materiais mais viáveis, em tamanho e massa são o urânio e o tungstênio. O urânio é, ainda, mais vantajoso que o tungstênio.
- O uso do urânio estocado reduz a quantidade de material radioativo e tóxico, liberando espaço para rejeitos e materiais.
- O urânio tem sua radioatividade aumentada quando aquecido, devido a mudanças em seu livre caminho médio, liberando altas doses durante o processo de fundição. Portanto, seu uso deve ser controlado e as máquinas

devem ser colocadas em compartimentos blindados ou usar EPI que ofereça blindagem. O cuidado nesta fase deve ser maior, evitando exposição de pessoal à radiação excessiva mesmo que por pouco tempo.

- A peça de 250 kg tem altura próxima à da blindagem, mostrando a possibilidade de fazer peças grandes únicas, sem necessidade de soldas e outros elementos que reduziram a blindagem e a resistência em algum ponto. Apenas um molde em grafita já é capaz de produzir a peça completa, necessitando apenas seu desbaste de camada superficial para retirar as impurezas.

11 SUGESTÕES PARA TRABALHOS FUTUROS

Considerando a pesquisa realizada, seguem como sugestões para futuros trabalhos produzir o embalado com as espessuras indicadas e testar as amostras para as fontes que podem ser utilizadas no transporte, em especial o Mo-99.

REFERÊNCIAS

- ARGENTIÈRE, R. **Urânio e Tório no Brasil**: introdução à física nuclear aplicada. Edições LEP Ltda: 1954, São Paulo, Brasil.
- ASHBY, M. F. **Seleção de materiais no projeto mecânico**. Rio de Janeiro, Elsevier, 2012.
- BINNS, Donald Anthony Clarke. **Dosimetria, radioproteção e blindagem de radiação**. Rio de Janeiro: IRD, 1987.
- CHILTON, A B, SHULTIS, J K e FAW, R E. **Principles of radiation shielding**. Estados Unidos: Prentice-hall Inc, 1984.
- CHO, WOON-KAP. Radiation Risk Assessment for the Transport of Radioisotopes using KRI-BGM B(U) type Container . In: Sociedad Argentina de Radioprotección, 12th , Out 19-24, 2008, Buenos Aires, Argentina. **Proceedings...** Viena: IAEA, 2010. Disponível em < http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/42/070/42070535.pdf#search=%22dosimetry%20mo-99%22> Acesso em: 11 julho 2014.
- CNEN. **Norma CNEN.NE 5.01/88**. Rio de Janeiro: CNEN, 1988.
- COSTA, J. L. **Tungstênio**. Disponível em: <<http://www.dnpm.gov.br/assets/galeriadocumento/balancomineral2001/tungstenio.pdf>> Acesso em 24/08/14.
- ESPINOSA, D. C. R. Metalurgia do urânio. Apostila da matéria Processos metalúrgicos II, Departamento de Engenharia Metalúrgica e de Materiais. São Paulo: 2011, Escola Politécnica da USP.
- FERRETO, H. F. R. **Nova metodologia para a recuperação de urânio nas escórias provenientes da produção de urânio metálico**. 1999. 98 p. Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear) - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, IPEN-CNEN/SP, São Paulo. Disponível em: < <http://repositorio.ipen.br/bitstream/handle/123456789/10709/06478.pdf?sequence=1>> Acesso em 29 janeiro de 2020.
- GRAINGER, L. Uranium and thorium. Londres: George Newnes Limited, 1958.
- HARRINGTON, Charles D.; RUEHLE, Archie. **Uranium production technology**. USA, Massachusetts: 1959, D. Van Nostrand Company Inc.
- HEILBRON FILHO, PAULO FERNANDO LAVALLE. **Cálculo de blindagem**. RIO de JANEIRO: CNEN.
- IAEA. *Depleted uranium: sources, exposure and health effects*. Viena: Áustria, 2011. Disponível em www.iaea.org/sites/default/files/DU_Eng.pdf . acessado em 05/01/15.
- ICRP, 2008. Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations. ICRP Publication 107. Ann. ICRP 38 (3).

ICRP. **Princípios básicos de limitação de dose**. Oxford: ICRP, 1973. (ICRP 22)

INB. **Reservas brasileiras**. Disponível em < http://www.inb.gov.br/pt-br/WebForms/interna2.aspx?secao_id=48>. Acesso em : 23 dezembro 2014.

LIMA, R. M. **Produção de urânio metálico: produtos, especificações e possibilidades de aplicações do urânio metálico produzido no IPEN-CNEN**. SÃO PAULO: 1992. IPEN-CNEN.

LOURENÇO, S. A (nova) doença dos legionários. Disponível em http://medicosdeportugal.sapo.pt/utentes/prevencao/a_nova_doenca_dos_legionarios. Acesso em: 20 setembro 2015.

MATHER, S. J. Innovation in radiopharmacy progress and constraints?. **Eur. Jour. Nucl. Med.** Vol 28, no. 4, p. 405-407, 2001. Acesso em: 26 de maio de 2014.

McALISTER, D. R. Gamma ray attenuation properties of common shielding materials. PG Research Foundation, Inc.: 1955, University Lane Lisle , USA. Disponível em< <http://www.eichrom.com/PDF/gamma-ray-attenuation-white-paper-by-d.m.-rev-4.pdf>>. Acesso em: 05 outubro 2015.

MENGATTI, J. Produção de radiofármacos by II Workshop Internacioal ENUMAS. São Paulo: 20 de agosto de 2010. Disponível em < <https://docplayer.com.br/3105827-Producao-de-radiofarmacos.html>>, acessado em 28 fevereiro 2020.

OKUNO, E.; YOSHIMURA, E. M. **Física das radiações**. São Paulo: Oficina de textos, 2010.

OSHA. Section I: what´s is legionnaire´s disease? Disponível em https://www.osha.gov/dts/osta/otm/legionnaires/disease_rec.html. Acessado em 20 setembro 2015.

PESIC, I. DEPLETED URANIUM: ethics of the silver bullet. Artigo de 09 maio 2005 Disponível em <http://www.mindfully.org/Nucs/2005/Depleted-Uranium-Ethics9may05.htm>. Acesso em: 05 janeiro 15.

PODGORSK, E. B. **Radiation physics for medical physicists**. Alemanha: Springer-Verlag Berlin Heildeberg, 2006.

PRESCOTT, N. M. Metals in medicine and the environment. Disponível em.<http://faculty.virginia.edu/metals/cases/prescott2.html>. Acesso em: 15 dezembro 2014.

PRESCOTT, N. M. Metals in medicine and the environment. Disponível em.<http://faculty.virginia.edu/metals/cases/prescott2.html>. Acessado em 15 dezembro 2014.

ROMERO, T. Radiofármacos: produção deverá aumentar com novo acelerador. **Inovação Uniemp**, Campinas, v. 2, n. 2, jun. 2006. Disponível em <http://inovacao.scielo.br/scielo.php?script=sci_arttext&pid=S1808-23942006000200010&lng=pt&nrm=iso>. acessos em 27 maio 2014.

SANTOS-OLIVEIRA, R.; CARNEIRO-LEÃO, A. M. A. A história da radiofarmácia e as implicações da Emenda 49. **Revista Brasileira de Ciências Farmacêuticas**, vol. 44, n.3 , p. 377-382, jul-set, 2008. Disponível em

<http://www.scielo.br/pdf/rbcf/v44n3/a06v44n3.pdf>. Acessado em 26 de maio de 2014.

SILVA, O. L.; MARQUES, A. L. F. Enriquecimento de urânio no Brasil: desenvolvimento da tecnologia por ultracentrifugação. ***Economia e energia***, ano X, n. 54, p. 3-9, fev-março 2006. Disponível em http://ecen.com/eee54/eee54p/enriquec_uranio_brasil.htm. acessado em 10/05/14.

SORDI, G. M. A. A. Up to when ALARA is reliable? In: 8EME, Congres International de Association Internationale de Radioprotection, Montreal, Canada, May 17-22, 1992.

TAUHATA, L.; SALATI, I.; PRINZIO, R.; PRINZIO, A. R. ***Radioproteção e dosimetria: fundamentos***. 9ª. Ed. Rio de Janeiro: IRD, 2013.

Valores de coeficiente de atenuação linear. http://physics.nist.gov/cgi-bin/Xcom/xcom3_1 . Acessado em 23/08/2014.

VICENS, H.; PALHARES, L. Quadripartite. Disponível em: <http://www.abacc.org.br/?p=379>. Acessado em 19/09/2014.

WILKINSON, W. D. URANIUM METALLURGY. London: 1962, Interscience publishers. volume 1: uranium process metallurgy.

XAVIER, A. M.; MORO, J. T. Princípios básicos de segurança e proteção radiológica. UFRGS: setembro de 2006.

ANEXO I

Cálculos da espessura da blindagem

Partindo do cálculo da taxa de dose, tem-se,

$$\dot{D} = \frac{\Gamma \cdot A \cdot e^{-\mu \cdot x}}{d^2}$$

onde, $\dot{D}$ é a taxa de dose, d é a distância do indivíduo à fonte, x é a espessura da blindagem, A é a atividade da fonte e μ é o coeficiente de atenuação linear.

Onde são utilizados os valores:

Coeficiente de atenuação mássico:

Para o urânio $1,203 \cdot 10^{-1} \text{ cm}^2 \cdot \text{g}^{-1}$, para o chumbo $1,136 \cdot 10^{-1} \text{ cm}^2 \cdot \text{g}^{-1}$ e para o tungstênio $1,073 \cdot 10^{-1} \text{ cm}^2 \cdot \text{g}^{-1}$;

Fator gamã do Mo-99: o Mo-99 considerado é uma fonte de atividade de 1000 Ci, tendo fator $0,917 \text{ R} \cdot \text{cm}^2 \cdot \text{mCi}^{-1} \cdot \text{h}^{-1}$.

Os cálculos foram efetuados utilizando a taxa de dose absorvida permitida para indivíduo trabalhador exposto, $2,5 \text{ mR} \cdot \text{h}^{-1}$,

Para o urânio

$$\begin{aligned} 2,5 \cdot 10^{-3} &= \frac{0,917 \cdot 10^6 e^{-1,203 \cdot 10^{-1} \cdot 19,03 \cdot x}}{1^2} \\ \ln \frac{2,5 \cdot 10^{-3}}{0,917 \cdot 10^6} &= \ln e^{-1,203 \cdot 10^{-1} \cdot 19,03 \cdot x} \\ \ln 2,73 \cdot 10^{-9} &= -1,203 \cdot 10^{-1} \cdot 19,03 \cdot x \cdot \ln e \\ -19,72 &= -2,289 \cdot x \end{aligned}$$

$$x = \frac{19,72}{2,289} = 8,6 \text{ cm}$$

Para o tungstênio

$$2,5 \cdot 10^{-3} = \frac{0,917 \cdot e^{-1,073 \cdot 10^{-1} \cdot 19,3 \cdot x}}{1^2}$$

$$\ln \frac{2,5 \cdot 10^{-3}}{0,917 \cdot 10^6} = \ln e^{-1,073 \cdot 10^{-1} \cdot 19,3 \cdot x}$$

$$\ln 2,73 \cdot 10^{-3} = -1,073 \cdot 10^{-1} \cdot 19,3 \cdot x \cdot \ln e$$

$$-19,72 = -2,071 \cdot x$$

$$x = 9,521,907 \cong 9,52 \text{ cm}$$

Para o chumbo

$$2,5 \cdot 10^{-3} = \frac{0,917 \cdot 10^6 e^{-1,13610 \cdot 10^{-1} \cdot 11,35 \cdot x}}{1^2}$$

$$\ln \frac{2,5 \cdot 10^{-3}}{0,917 \cdot 10^6} = \ln e^{-1,13610 \cdot 10^{-1} \cdot 11,35 \cdot x}$$

$$\ln 2,575 \cdot 10^{-9} = -1,13610 \cdot 10^{-1} \cdot 11,35 \cdot x \cdot \ln e$$

$$-19,78 = -1,2895 \cdot x$$

$$x = \frac{19,78}{1,2895} = 15,3 \text{ cm}$$

ANEXO II

Cálculo das camadas semirredutoras

Os cálculos abaixo se referem às camadas semirredutoras dos materiais comparados (chumbo, urânio e tungstênio). Foram utilizados os valores de coeficientes do Anexo I. Para aproximadamente 780 keV:

Urânio

$$CSR = \ln 2 / \mu = \ln 2 / 1,203 \cdot 10^{-1} \cong 5,76 \text{ cm}$$

Tungstênio

$$CSR = \ln 2 / \mu = \ln 2 / 1,073 \cdot 10^{-1} \cong 6,46 \text{ cm}$$

Chumbo

$$\mu = 3,321$$

$$CSR = \ln 2 / \mu = \ln 2 / 6,803 \cdot 10^{-2} \cong 10,19 \text{ cm}$$

ANEXO III

Cálculo dos volumes dos embalados

Para os cálculos dos volumes foram considerados os valores internos das embalagens, dados pela literatura. Esses valores garantem o encaixe das garrafas correspondentes à inserção antivazamento, onde está o radionuclídeo preparado para o transporte. Para o cálculo foi utilizada a fórmula de cálculo do volume de um cilindro oco, eq. 1.

$$V = \pi 4h(D^2 - d^2) \quad \text{Eq. (1)}$$

correspondendo, h à altura do cilindro, D ao diâmetro externo e d ao diâmetro interno.

Chumbo

A figura traz o esquema dos valores do cilindro de chumbo que seria utilizado como blindagem.

Urânio

A figura traz os valores utilizados no cálculo de volume do cilindro de urânio.

Tungstênio

A figura traz os valores utilizados no cálculo de volume do cilindro de tungstênio.