



## DESENVOLVIMENTO DE UM SISTEMA PORTÁTIL PARA TESTE DE MONITORES DE ÁREA PARA NÊUTRONS

Luciane de Rezende Souza

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

Orientador: Ricardo Tadeu Lopes

Rio de Janeiro  
Fevereiro de 2011

DESENVOLVIMENTO DE UM SISTEMA PORTÁTIL PARA TESTE DE MONITORES  
DE ÁREA PARA NÊUTRONS

Luciane de Rezende Souza

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

Examinada por:



---

Prof. Ricardo Tadeu Lopes, D.Sc.



---

Dr. Karla Cristina de Souza Patrão, D.Sc.



---

Prof. Edgar Francisco Oliveira de Jesus, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL  
FEVEREIRO DE 2011

Souza, Luciane de Rezende

Desenvolvimento de um Sistema Portátil para Teste de Monitores de Área para Nêutrons/ Luciane de Rezende Souza. – Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2011.

X, 55 p.: il.; 29,7 cm.

Orientador: Ricardo Tadeu Lopes

Dissertação (mestrado) – UFRJ/ COPPE/ Programa de Engenharia Nuclear, 2011.

Referências Bibliográficas: p. 50-52.

1. Detectores de Nêutrons. 2. Nêutrons. 3. Calibração de monitores de área. I. Lopes, Ricardo Tadeu. II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Programa de Engenharia Nuclear. III. Título

A Deus, por ter iluminado meu caminho nesta jornada.  
Aos meus pais Wagner e Ednéia, meu irmão Guilherme e meu primo Igor pelo  
constante apoio e incentivo durante minha vida.  
Ao meu marido pela cumplicidade.

## AGRADECIMENTOS

A Deus, por me proporcionar mais uma conquista.

Aos meus avós, a meus pais, a meus irmãos, primos, tios, pelo exemplo de vida e incentivo por todos esses anos.

Ao meu marido, pelo apoio, amizade e paciência.

Aos meus orientadores Dr<sup>a</sup>. Karla Cristina de Souza Patrão e Dr. Ricardo Tadeu Lopes, pela orientação, paciência, incentivo e confiança.

Aos meus amigos Alessandra Bohrer, Ana Paula Salgado e Sandro Passos, por toda ajuda e incentivo neste período.

Aos meus amigos, Erick, Renato, Amanda, Daniela, Marcelo, Dilson, Kátia, Christovam e Alison por entender a minha ausência em momentos importantes.

Aos colegas do IRD, Roberto, Leonardo, Leandro, Guilherme, André, Jeferson, Carlos, Rosângela, Bruno, Nilson, Maurício, Gisele e Diogo.

Ao Laboratório de nêutrons do IRD, Dr. Evaldo Simões, Dr. Walsan Wagner e Maria Letícia.

Ao Dr. Luiz Tauhata pela ajuda na revisão do trabalho.

Aos Professores e às secretárias do Programa de Engenharia Nuclear (PEN) da COPPE/UFRJ, em especial aos professores Dr. Ademir Xavier pela ajuda com o MCNP e a Dr<sup>a</sup>. Verginia Crispim por todo o incentivo.

Aos funcionários do LIN, Achiles, Carlos e Daniel por toda ajuda durante o período do curso.

Ao suporte financeiro da CNEN.

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

## DESENVOLVIMENTO DE UM SISTEMA PORTÁTIL PARA TESTE DE MONITORES DE ÁREA PARA NÊUTRONS

Luciane de Rezende Souza

Fevereiro/2011

Orientador: Ricardo Tadeu Lopes

Programa: Engenharia Nuclear.

O número de monitores de área para nêutrons no Brasil cresce consideravelmente, principalmente devido ao aumento da atividade de prospecção de petróleo e de gás natural no Brasil. Dessa forma, aumenta também a demanda pela calibração desses instrumentos e por mecanismos que aumentem o controle de seus parâmetros metrológicos. Neste trabalho foi desenvolvido um sistema portátil para verificar a manutenção das condições de calibração de monitores de área para nêutrons. A geometria do sistema foi adotada a partir da simulação matemática, utilizando o código de transporte de radiação MCNP5, consistindo de um cilindro de polietileno, onde foi inserida uma fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  com uma atividade de 14,6 GBq (395 mCi). O sistema disponibiliza duas taxas de equivalente de dose ambiente para a sensibilização dos instrumentos a serem testados. O desempenho do sistema portátil neste trabalho mostrou a viabilidade da construção e operação do mesmo e proporcionará ao usuário de monitores de área para nêutrons a verificação de sua resposta, evitando desta forma o uso de um equipamento inadequado.

Abstract of Dissertation presented to COPPE/UFRJ as a partial fulfillment of the requirements for the degree of Master of Science (M.Sc.)

## DEVELOPMENT OF A PORTABLE SYSTEM TO TEST AREA MONITORS FOR NEUTRONS

Luciane de Rezende Souza

February/2011

Advisor: Ricardo Tadeu Lopes

Department: Nuclear Engineering

The objective is to develop a portable system to test the reliability in terms of calibration of area monitors for neutrons. For the production of this system, thickness and location of the source within the system were simulated using the code of radiation transport MCNP5. The thicknesses were set for a  $^{241}\text{Am}$ -Be source with an activity of 395 mCi, which will be in a polyethylene cylinder which will provide a ambient dose equivalent rate chosen through the points of calibration settings used by the Laboratory of Neutrons (IRD / CNEN). The results obtained in this study show the feasibility of mounting the portable system as a tool to test the area monitors for neutrons, which will provide the user of neutron area monitors to check the instrument's response in the same field of operation, thus avoiding the use of an inadequate equipment.

# SUMÁRIO

## **CAPÍTULO 1**

---

INTRODUÇÃO.....	1
-----------------	---

## **CAPÍTULO 2**

---

FUNDAMENTOS TEÓRICOS.....	6
2.1. INTERAÇÃO DOS NÊUTRONS COM A MATÉRIA.....	6
2.1.1. Classificação dos nêutrons quanto à energia.....	7
2.2. FONTE DE NÊUTRONS.....	9
2.2.1. Aceleradores.....	10
2.2.2. Fontes isotópicas.....	10
2.2.3. Reatores.....	13
2.3. DETECÇÃO DE NÊUTRONS.....	14
2.3.1. Detectores proporcionais à gás.....	17
2.3.2. Detectores cintiladores.....	20
2.4. GRANDEZAS E UNIDADES UTILIZADAS EM METROLOGIA DE NÊUTRONS.....	22
2.5. CALIBRAÇÃO DE MONITORES DE ÀREA PARA NÊUTRON.....	24
2.5.1. Calibração no laboratório de nêutrons.....	25
2.5.2. Sistema da qualidade e metrologia.....	26
2.5.2.1. Intervalo de calibração.....	27



2.5.3. Laboratório de Baixo Espalhamento (LBE) do Laboratório de Nêutrons.....	28
2.6. CÓDIGO MCNP.....	29

### **CAPÍTULO 3**

---

MÉTODOS E PROCEDIMENTOS EXPERIMENTAIS.....	32
3.1. FONTE DE NÊUTONS.....	32
3. 2. POLIETILENO DE ALTA DENSIDADE.....	33
3.3. MONITOR DE ÁREA PARA NÊUTRONS – LUDLUM 12-4 .....	33
3.4. SIMULAÇÃO DO SISTEMA PORTÁTIL.....	35
3. 5. VALIDAÇÃO DA SIMULAÇÃO DO SISTEMA PORTÁTIL.....	36
3.6. CONSTRUÇÃO DO SISTEMA.....	37
3.7. MEDIÇÃO COM O SISTEMA.....	38

### **CAPÍTULO 4**

---

RESULTADOS.....	39
4. 1. DETERMINAÇÃO DA TAXA DE EMISSÃO DA FONTE DE <sup>241</sup> Am-Be.....	39
4. 2. SIMULAÇÃO DO SISTEMA PORTÁTIL.....	40
4. 3. VALIDAÇÃO OBTIDA DA SIMULAÇÃO MATEMÁTICA DO SISTEMA PORTÁTIL .....	41
4. 4. HOMOLOGAÇÃO DO SISTEMA PORTÁTIL.....	44
4. 5. QUESTÕES DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA.....	47

## **CAPÍTULO 5**

---

CONCLUSÕES .....49

**REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS** **50**

---

## **ANEXO I**

---

A1.1. MANUAL DE UTILIZAÇÃO DO SISTEMA PORTÁTIL.....53

## INTRODUÇÃO

Nos últimos anos, o avanço da tecnologia tem possibilitado o uso cada vez maior das radiações ionizantes nas mais diversas áreas da atividade humana (BESSA, 2007). Na Medicina Nuclear, pequenas doses de radioisótopos são injetados no paciente com o objetivo de diagnosticar doenças ou o mau funcionamento dos órgãos; Na indústria farmacêutica temos a esterilização de materiais; Em radioterapia, doses elevadas de radiação são administradas no paciente com o objetivo de destruir células cancerosas; Em arqueologia, na datação de peças com valor histórico; Na agricultura, com a irradiação de alimentos para preservá-los; No diagnóstico de equipamentos, com a verificação de rachaduras e trincas em máquinas e tubulações; No tratamentos de pedras preciosas e semi-preciosas, como cristais, diamantes, topázios que recebem radiação para mudar suas cores e aumentar seu valor de mercado; Na medicina, no diagnóstico de doenças utilizando Raio X, tomógrafos e ressonância magnética.

A difusão do uso da radiação ionizante exigiu o desenvolvimento de instrumentos e métodos que garantam a confiabilidade na medição da radiação. Para que estes instrumentos tenham suas medições confiáveis, eles precisam ser caracterizados e calibrados em feixes padrões apropriados (BESSA, 2007).

A calibração visa assegurar a confiabilidade de um instrumento de medição, por meio da comparação do valor medido com um padrão rastreado ao sistema Internacional (SI) (SILVA *et al*, 2004). Dessa forma, a calibração é um fator indispensável na garantia da qualidade e da rastreabilidade das medições, assegurando que as incertezas, requeridas pelos processos metrológicos e normas de caráter internacional, sejam as menores possíveis.

A norma técnica ABNT ISO/IEC 17025:2005 (ABNT, 2005), adotada no país para a obtenção do reconhecimento da competência de laboratórios de calibração e de ensaios, recomenda em seu item 5.6.1 que todo equipamento utilizado em ensaios e/ou calibrações que tenha seu efeito significativo sobre a exatidão ou validade do resultado do ensaio deve ser calibrado antes de entrar em serviço.

O Laboratório de Nêutrons (LN) do IRD, criado em 1973, é o laboratório de referência na área de metrologia de nêutrons no Brasil, sendo responsável pela guarda e manutenção do Padrão Brasileiro de Fluência de Nêutrons e pela realização da grandeza fluência de nêutrons. No desempenho de sua missão institucional, desenvolve pesquisas nas áreas de metrologia e dosimetria de nêutrons e também executa serviços técnicos, como a calibração de monitores de área e a irradiação de monitores individuais, que são instrumentos rotineiramente utilizados em radioproteção, para determinar doses em áreas com indivíduos ocupacionalmente expostos.

Atualmente, o aumento da atividade de prospecção de petróleo e gás natural no Brasil, principalmente no Estado do Rio de Janeiro, acarretou em um aumento do uso de monitores de área para nêutrons. Como base nos dados levantados no Laboratório de Nêutrons, cerca de 76% dos 666 monitores de área para nêutrons que são submetidos aos ensaios de calibração, são provenientes da indústria de petróleo e gás.

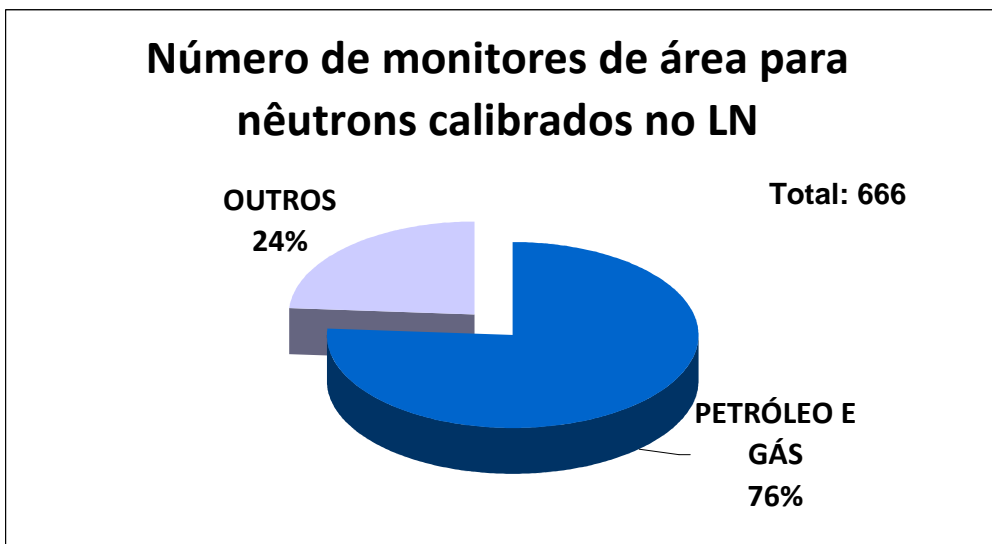


Gráfico 1 - Número de Monitores de área para nêutrons da indústria de Petróleo e Gás.

Dentre as empresas que submetem seus monitores de área para calibração no Laboratório de Nêutrons, nove atuam no campo de petróleo e gás, com um total de 168 medidores de área para nêutrons. O gráfico 2 apresenta o número de calibrações de monitores utilizados na indústria de gás e petróleo pelo laboratório de nêutrons no período de 2006 a 2010, totalizando, ao longo desses anos, 507 monitores de área para nêutrons. Pode-se observar que a partir do ano de 2007, houve um crescimento na demanda de calibração de monitores nesta área.

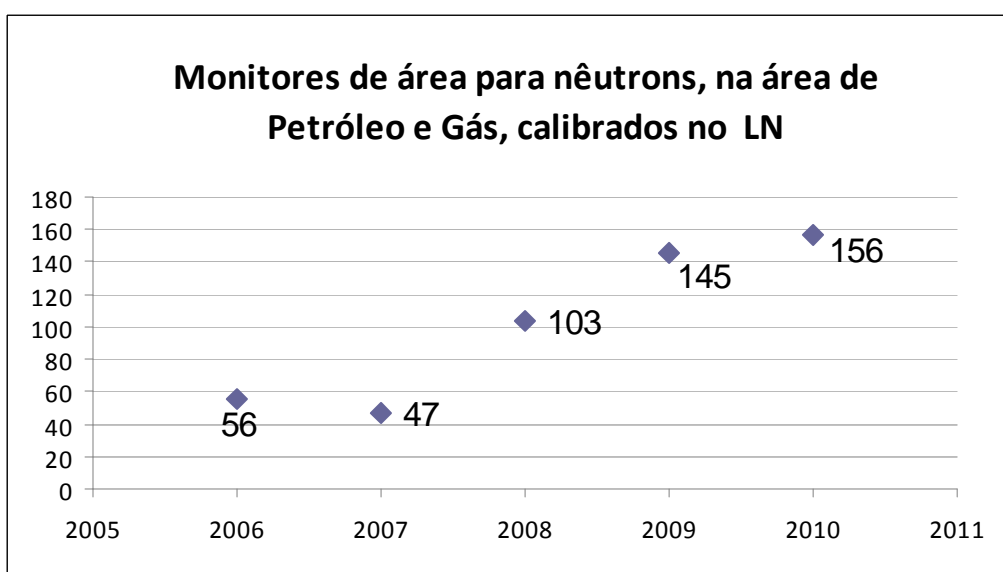


Gráfico 2 - Número de calibrações entre 2006 e 2010.

Estas empresas operam de acordo com normas internacionais de sistemas da qualidade e precisam garantir a rastreabilidade e a confiabilidade de seus instrumentos. Desta forma, necessitam ter cada vez mais conhecimento e controle sobre as características metrológicas de sua instrumentação. Todo equipamento, por melhor que sejam suas características metrológicas, sempre apresentará erros de medição. A utilização desses instrumentos em campo pode ocasionar avarias e perda de calibração devido ao transporte e a operação, o que aumenta a necessidade da calibração periódica. Além desta calibração periódica é necessário um controle efetivo sobre os intervalos de calibração, baseado no conhecimento da manutenção da capacidade de medição.

O objetivo deste trabalho é projetar e construir um sistema de medição portátil para a verificação das condições de funcionamento dos monitores de área para nêutrons. Este dispositivo deverá ser utilizado pelo usuário em suas próprias instalações, entre as calibrações, permitindo a verificação das condições de funcionamento dos monitores e evitando dessa forma a utilização de um equipamento inadequado ao seu uso e permitirá ao usuário um estudo da estabilidade dos monitores o que o auxiliará na definição do intervalo de calibração dos instrumentos.

Este estudo foi feito em parceria com uma empresa da área petrolífera que forneceu a fonte de radiação a ser utilizada pelo sistema portátil. Porém, o sistema não se aplica somente a indústria do petróleo, mas a todo usuário desse tipo de instrumentação.

O assunto aqui apresentado está organizado de maneira que no próximo capítulo serão discutidos os aspectos teóricos envolvidos no trabalho. No capítulo 3, a metodologia utilizada incluindo a simulação do sistema com a utilização do código de

transporte de radiação, o MCNP. No capítulo 4 serão apresentados os resultados obtidos em cada fase do trabalho. No capítulo 5 serão apresentadas as conclusões após a validação do sistema. Em adição, o anexo contém o manual de operação do sistema.

### FUNDAMENTOS TEÓRICOS

#### 2.1. INTERAÇÃO DOS NÊUTRONS COM A MATÉRIA

A interação dos nêutrons com a matéria se dá essencialmente com os núcleos atômicos (interação nuclear forte), passando diretamente através das camadas eletrônicas dos átomos, através dos processos de absorção e espalhamento diversos. LAMARSH (1983) afirma que a interação de nêutrons com o núcleo procede das seguintes formas:

- a) espalhamento elástico ( $n, n$ ): neste processo não há modificação da estrutura nuclear, quanto à sua composição isotópica ou sua energia interna após a colisão. A energia dos nêutrons é mantida e o núcleo é deixado em seu estado fundamental;
- b) espalhamento inelástico ( $n, n'$ ): nesta interação o núcleo não sofre nenhuma modificação em sua composição isotópica, o nêutron incidente com energia superior a um certo limiar é absorvido pelo núcleo: um outro nêutron é emitido pelo núcleo composto que na maioria das vezes para chegar ao estado fundamental libera o excesso de energia emitindo um raio gama;
- c) reações de absorção: neste processo o nêutron é capturado pelo núcleo alvo e pelo menos parte da energia cinética do nêutron incidente é absorvida por ele deixando-o instável. Depois tende a seu estado fundamental, podendo ocorrer vários fenômenos, em função da energia do nêutron incidente e do produto final, como:

- captura radioativa ( $n, \gamma$ );



- nêutrons altamente energético (n, pn), processo raro de acontecer;
- nêutrons de alta energia (n, 2n), (n, 3n);
- partícula carregada (n, p), (n,  $\alpha$ ).

d) reações de fissão: os nêutrons colidem com um núcleo pesado que se divide em dois ou mais fragmentos e ocorre a produção de dois ou três novos nêutrons e de raios gama.

### **2.1.1. Classificação dos nêutrons quanto à energia**

Um fator importante na interação do nêutron com a matéria é sua dependência em relação à energia dessa partícula. Conforme ZAMBONI (2007) podemos classificá-los como:

Térmicos: possuem faixa de energia aproximadamente em equilíbrio térmico com o meio que circunda ( $< 0,4$  eV);

Epitérmicos: possuem energia cinética superior as das moléculas na temperatura ambiente, sua energia se encontra na faixa em que ocorrem as ressonâncias (0,4 eV – 100 keV);

Rápidos: possuem energia superiores a 100 keV, suficiente para interagir com a grande maioria dos núcleos atômicos, através de reações com limiares.

Para que os nêutrons fiquem termalizados é necessário que ele sofra colisões ao atravessar a matéria, perdendo parte de sua energia até que atinja a faixa térmica. Para que isso ocorra são utilizados materiais moderadores, que tem a função de diminuir a sua velocidade. Materiais hidrogenados, por exemplo a parafina e o polietileno, são ricos em hidrogênio e são considerados bons moderadores. Um bom moderador deve:

- a) possuir núcleo leve;
- b) ser eficiente na desaceleração do nêutron;
- c) ter pouca absorção (captura) de nêutrons.

Essa interação é representada pela probabilidade de nêutrons serem espalhados ou absorvidos. Esta probabilidade é representada como a soma das seções de choque microscópica de espalhamento ( $\sigma_e$ ) e a seção de choque microscópica absorção ( $\sigma_a$ ).

$$\sigma_t = \sigma_a + \sigma_e$$

A unidade desta probabilidade pode ser em  $\text{cm}^2$  ou em *barn* (*b*) sendo  $1b = 10^{-24} \text{cm}^2$ .

A seção de choque macroscópica para nêutrons é representada pelo símbolo  $\Sigma$  e é dado por  $\Sigma = N \cdot \sigma$ , onde  $N$  é o número de núcleos por  $\text{cm}^3$ , com  $N$  dado por:  $N = N_A \rho / A$ , sendo  $N_A$  o número de Avogadro dado por  $6,02 \times 10^{23}$  átomos por mol,  $\rho$  densidade dada por gramas por  $\text{cm}^3$  e  $A$  é o número de massa dado em gramas.

A atenuação de um feixe de nêutrons para um dado material é do tipo exponencial.

$$I = I_0 e^{-\Sigma \cdot x}$$

onde:

$x$ - é a espessura do material;

$I$ - intensidade do feixe após o material;

$I_0$ - intensidade do feixe incidente;

$\Sigma$ - seção de choque macroscópica total para nêutrons com energia  $E$ .

Com isso vemos que a atenuação dos nêutrons depende das seções de choque, que por sua vez dependem grandemente da energia dos nêutrons e do material alvo; a seção de choque de absorção para muitos núcleos varia inversamente com a velocidade ( $1/v$ ), por esta razão é que nêutrons de baixa energia (têrmicos) são de particular interesse, o que podemos observar através da figura 2, que a probabilidade de interação do nêutron com a matéria depende do nuclídeo envolvido, nota-se também que as seções de choque total para nêutrons nesta faixa de energia é muito maior para materiais como o hidrogênio e de elementos de baixo número atômico ( $Z$ ) e também está em desacordo com os raios X que interagem com maior probabilidade com elementos de alto número atômico.

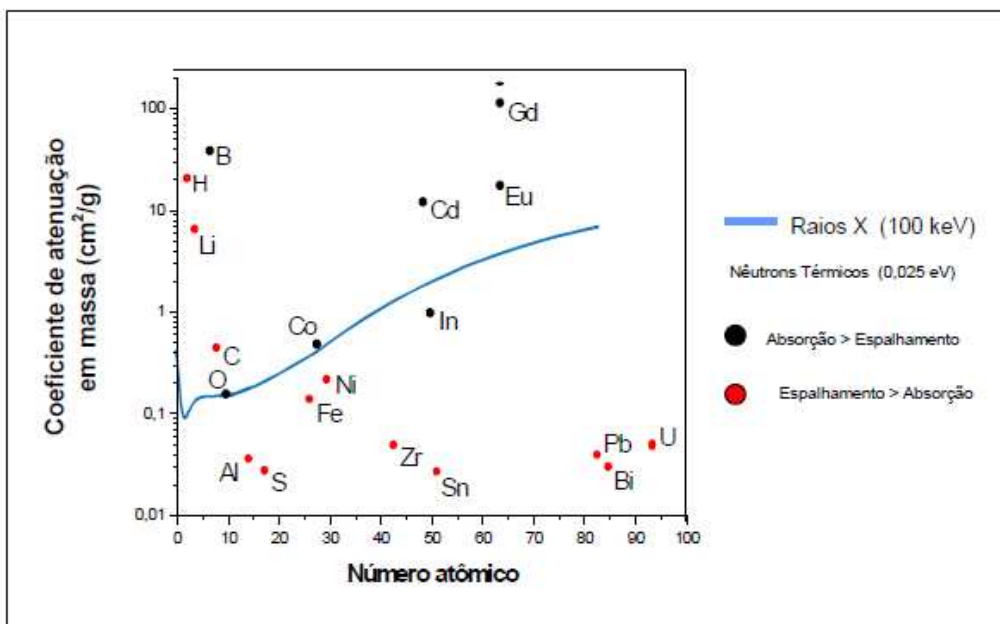


Figura 1. Coeficientes de atenuação em massa para nêutrons térmicos e RX de 100 keV referentes a alguns materiais (DOMANUS, 1992).

## 2.2. FONTES DE NÊUTRONS

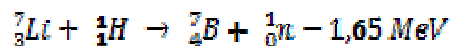
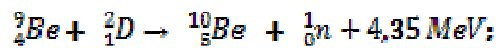
As fontes de nêutrons são naturalmente separadas em três grupos:

- a) aceleradores de partículas;

- b) fontes isotópicas;
- c) reator nuclear.

### 2.2.1. Aceleradores:

Os aceleradores de partículas produzem nêutrons a partir de algumas reações nucleares entre uma partícula acelerada (próton, deutério, alfa ou gama) e um núcleo alvo leve, tais como: deutério, trítio, lítio ou berílio; resultando em um núcleo composto o qual dá origem à emissão de nêutrons. A intensidade do fluxo alcançada é de  $10^7$  a  $10^{10}$  n.cm<sup>-2</sup>.s<sup>-1</sup>. Abaixo temos exemplos de algumas reações possíveis:



### 2.2.2. Fontes isotópicas:

Fontes de nêutrons provenientes de radioisótopos são atrativas em relação a portabilidade (podem ser levadas ao campo) e quanto a facilidade de operação, seu uso é conveniente devido essas fontes garantirem um fluxo constante e na sua maioria apresentarem uma meia-vida bastante longa. Um exemplo deste tipo de fonte de nêutrons é o bombardeamento com partículas alfa ( $\alpha$ ) provenientes do Polônio (Po) no berílio (Be), produzindo assim um bom fluxo de nêutrons.



Os nêutrons produzidos por esta reação possuem um espectro contínuo de energia entre 0-13 MeV, com energia média em torno de 5 MeV (ZAMBONI, 2007). Outros exemplos com algumas de suas características são dados na tabela 1.

Tabela 1 - Fontes Radioisotópicas de Nêutrons (MARTIN, 2006).

Fonte	Reação	Faixa de Energia	E <sub>Média</sub> (MeV)
<sup>241</sup> Am-Be	(α, n)	0 – 10 MeV	4,5
<sup>124</sup> Sb-Be	(γ, n)	Monoenergética	0,024
<sup>24</sup> Na-D <sub>2</sub> O	(γ, n)	Monoenergética	0,22
<sup>24</sup> Na-Be	(γ, n)	Monoenergética	0,83
Fissão	(n, f)	0 – 8 MeV	2
<sup>226</sup> Ra-Be	(α, n)	0 – 8 MeV	5
<sup>239</sup> Pu-Be	(α, n)	0 – 8 MeV	4,5
<sup>252</sup> Cf	Fissão	0 – 10 MeV	2,3
<sup>2</sup> H- <sup>2</sup> H(D-D)	(d, n)	Monoenergética	3,24
<sup>2</sup> H- <sup>3</sup> H(D-T)	(d, n)	Monoenergética	14,1

As fontes isotópicas de <sup>241</sup>Am-Be, <sup>241</sup>Am-B, <sup>252</sup>Cf possuem espectros de referência listados na *International Organization for Standardization* (ISO), definido como referência em um meio moderador com água pesada. Esses espectros são utilizados em comparações do comportamento de monitores em função de suas energias.

A fonte isotópica de nêutrons de plutônio-berílio, também muito utilizada, porém, seu espectro não possui referência na ISO, mas pode ser encontrado no documento da IAEA, TRS n° 403 (2001).

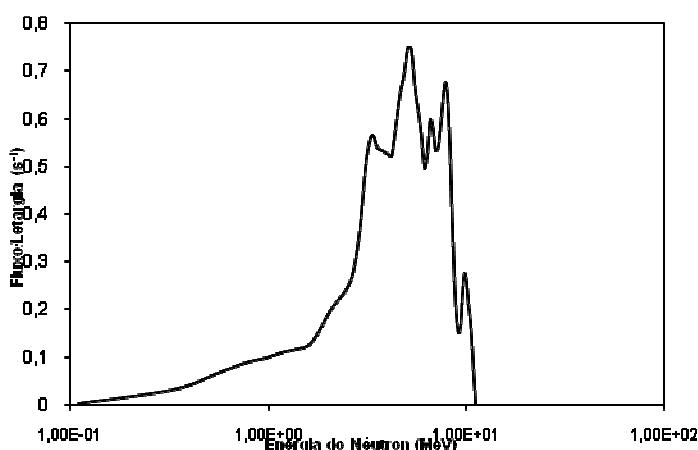


Figura 2. Espectro da fonte de nêutrons  $^{241}\text{AmBe}$  ( $\alpha, n$ ).

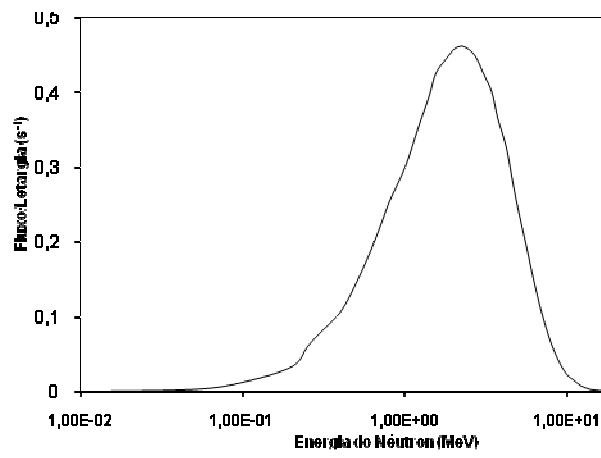


Figura 3. Espectro da fonte de nêutrons de  $^{252}\text{Cf}$  (f,n).

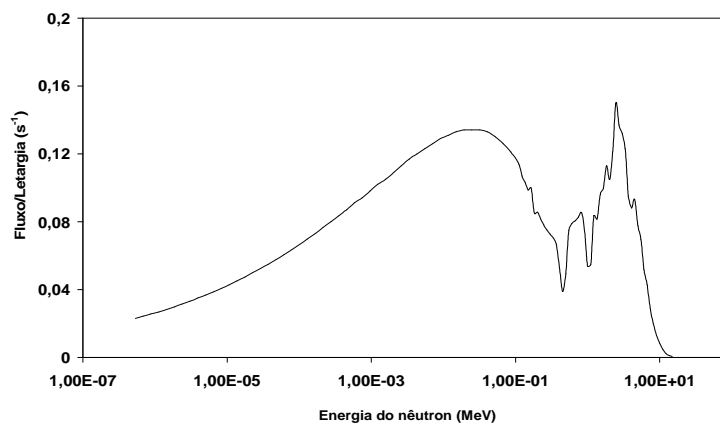


Figura 4. Espectro da fonte de nêutrons de  $^{252}\text{Cf} + \text{D}_2\text{O}$ .

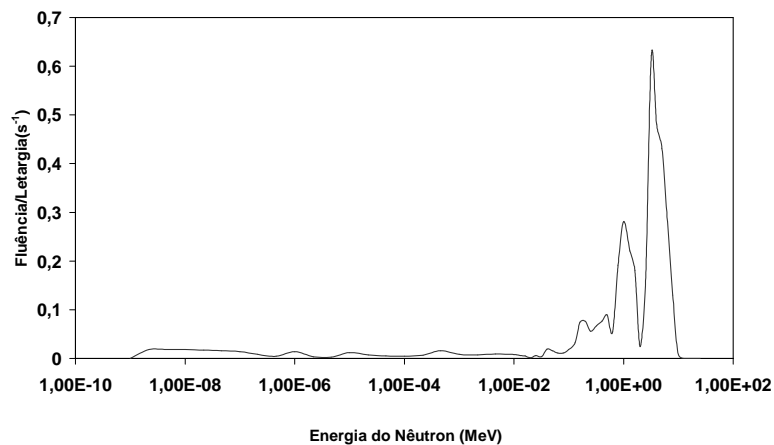


Figura 5. Espectro da fonte de nêutrons de  $^{238}\text{PuBe}$  ( $\alpha, n$ ).

### 2.2.3. Reatores:

Os reatores são dispositivos que produzem nêutrons em grande quantidade, devido as reações nucleares em cadeia ocasionadas pelas fissões nos núcleos, uma média de 2 a 3 nêutrons por fissão. Os reatores como os aceleradores dão origem nêutrons de alta energia (entre 2 MeV, nos reatores e 14 MeV nos aceleradores tipo ciclotron), devido a grande quantidade de material termalizante nos reatores os nêutrons perdem energia, passando a ter baixa energia e um espectro térmico, a vantagem da utilização dos reatores está no fluxo de nêutrons que se consegue obter, que podem chegar a ordem de  $10^{13}$  nêutrons / $\text{cm}^2$ .s.



Figura 6. Foto do reator Argonauta – IEN/CNEN.

### 2.3. DETECÇÃO DE NÊUTRONS

Os nêutrons são partículas bastante singulares e peculiares devido a sua quase insensibilidade a campos eletromagnéticos (ZAMBONI, 2007). A detecção de nêutrons não é trivial devido a ausência de carga, por este motivo, a sua detecção não pode ser feita de forma direta, seu processo de detecção está ligado a efeitos secundários resultantes de suas interações com os núcleos, cujos mecanismos mais usuais são os seguintes (KAPLAN, 1978):

- a) absorção de um nêutron com a fissão do núcleo composto resultante;
- b) absorção de um nêutron com a formação de um nuclídeo radioativo cuja atividade pode ser medida;
- c) absorção de um nêutron por um núcleo com a emissão imediata de uma partícula carregada rápida;
- d) espalhamento de um nêutron por um núcleo leve, como um próton, com o resultado de que o núcleo leve que recua produz ionização.

Na detecção dos nêutrons são utilizados vários tipos de detectores, como: câmaras de ionização, câmaras de fissão, cintiladores líquidos acoplados a fotomultiplicadoras, detectores proporcionais gasosos ( $\text{BF}_3$  e  $^3\text{He}$ ) e semicondutores. Os detectores mais utilizados para a monitoração ambiental são as câmaras de ionização, os detectores proporcionais a gás e os detectores cintiladores. Segundo BELL *et al* (2005) em termos de dispositivos, os detectores de nêutrons podem ser classificados em:

- a) baseados em danos por radiação: detectores sólidos de traços nucleares e de bolha;
- b) baseados em partículas carregadas:  $\text{BF}_3$ ,  $^3\text{He}$  e cintiladores inorgânicos e orgânicos;



c) baseados em raios gama e radioatividade induzida: folhas de ativação e  $\text{CdWO}_4$ .

Partindo do princípio de que a detecção dos nêutrons é feita de maneira indireta, faz-se necessário à utilização de materiais moderadores. Como as fontes de nêutrons também geram radiações gama, que podem interferir na medição, é necessário que o detector seja capaz de discriminar a presença dessa radiação.

Grande parte dos monitores de área para nêutrons são construídos por três componentes fundamentais: moderador de nêutrons, detector e a componente eletrônica. O princípio básico de funcionamento destes detectores é através da conversão da energia do nêutron em uma partícula carregada: Nêutrons + moderador  $\Rightarrow$  Radiação ionizante.

Grande parte dos moderadores, de detectores gasosos, é feito de polietileno de alta densidade. O polietileno possui excelentes qualidades físicas devido a sua robustez, é constituído por hidrogênio sendo usado como gerando prótons de recuo, devido a função de termalizar os nêutrons rápidos incidentes através da perda de energia por choques elásticos, que é mais favorável nos núcleos leves (FERNÁNDEZ *et al*, 1996).

O moderador é um material que apresenta alta seção de choque (probabilidade de interação) para nêutrons, a relação da seção de choque em função da quantidade de energia dos nêutrons incidentes é apresentada na figura 3 (KNOLL, 1989).

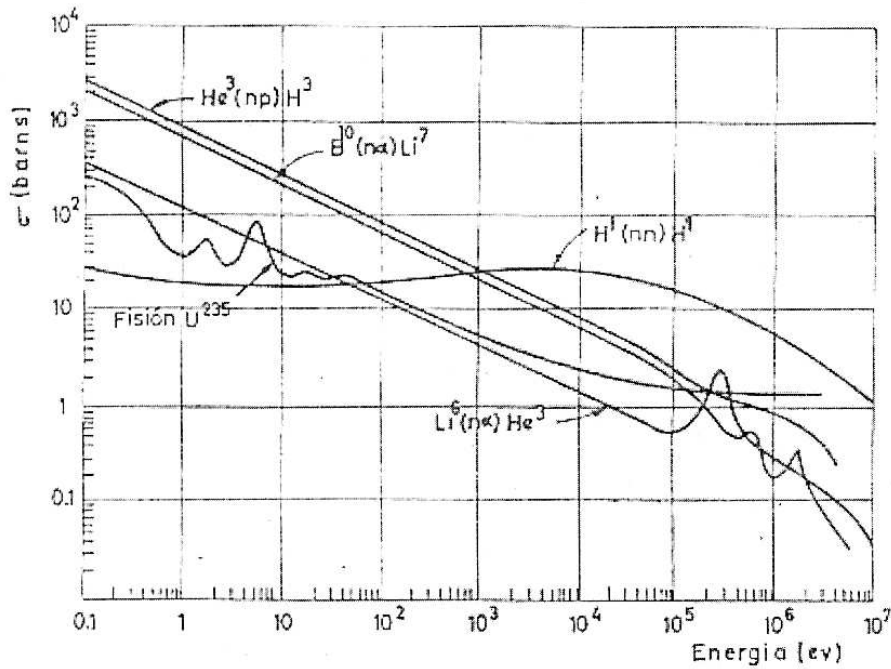
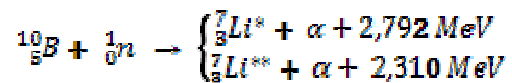


Figura 7. Seção de choque de alguns moderadores em função da energia do nêutron incidente.

Os moderadores mais utilizados na detecção de nêutrons térmicos são:

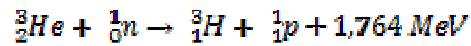
- a) Boro-10 ( $^{10}B$ ): utilizado em vários detectores, principalmente os detectores a gás  $BF_3$  e os detectores com paredes revestidas com boro. Apresenta uma seção de choque de 3840 b para nêutrons térmicos, sua moderação é feita por meio da reação:



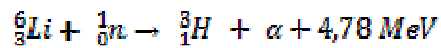
\* probabilidade de ocorrência = 6%;

\*\* probabilidade de ocorrência = 94% a partícula alfa é emitida com 1,74 MeV e o núcleo de Li excitado decai emitindo um raio gama de aproximadamente 480 keV);

b) Hélio-3 ( $^3\text{He}$ ): utilizado em detectores gasosos, apresenta uma secção de choque de 5330 b para nêutrons térmicos, sua moderação é feita por meio da reação:



c) Lítio-6 ( $^6\text{Li}$ ): utilizado como conversor para nêutrons térmicos, apresenta uma secção de choque de 940 b para nêutrons térmicos, sua moderação é feita por meio da reação:



O método mais utilizado na detecção dos nêutrons é o processo indireto de detecção, que envolve converter a energia liberada de tais reações em sinais elétricos, esse processo apresenta diferenças em relação ao utilizado na detecção de partículas eletricamente carregadas, devido a colisão do nêutron incidente no detector com algum núcleo que componha esse material.

### 2.3.1. Detector proporcional a gás

É o mais utilizado na detecção de nêutrons, baseado na coleta de íons formados pela passagem da radiação, ionizando o gás. É um detector fácil de ser manipulado e operado, com poucos equipamentos adicionais e com variedade de gases.

O detector proporcional é um detector do tipo câmara de gás, operado em modo pulso. Preenchido com gás, possui um filamento central, onde as paredes do tubo operam como catodo e o filamento como anodo. As presenças do campo elétrico no detector e de alguns dispositivos servem para coletar os elétrons e íons positivos formados no volume sensível do detector e medir a radiação incidente no mesmo.

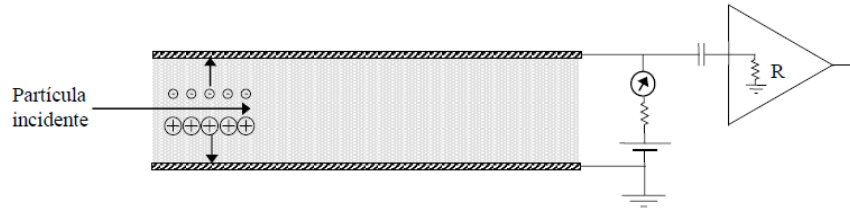


Figura 8. Esquema de funcionamento de um detector a gás (BARBOSA, 2004).

Os detectores proporcionais operam na *Região III* do gráfico da figura 4. Após a interação da radiação ionizante no volume gasoso, ocorre a aceleração dos íons produzidos que ionizam outras moléculas de gás não atingidas pela radiação, por isto, ocorre uma multiplicação do número de pares de íons originais por um fator constante ( $M$ ). A quantidade de carga produzida, portanto, é multiplicada por  $M$  que por sua vez gera um pulso proporcional à energia da radiação.

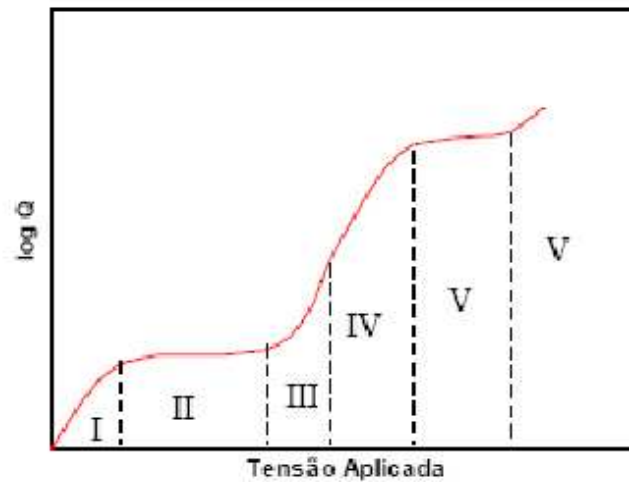


Figura 9. Regiões de operações para detectores à gás (TAUHATA, 2003).

Devido à presença do fator  $M$ , os detectores proporcionais apresentam uma vantagem em relação às Câmaras de Ionização, pois existe um fator amplificador do sinal gerado no volume sensível gasoso.

Estes detectores podem detectar altas taxas de contagens e discriminar partícula  $\alpha$  na presença de  $\beta$ . Normalmente os detectores proporcionais são utilizados

na monitoração de contaminação, na espectrometria de raios x e  $\gamma$  de baixa energia e também na detecção de radiação  $\alpha$  em presença de radiação  $\beta$ .

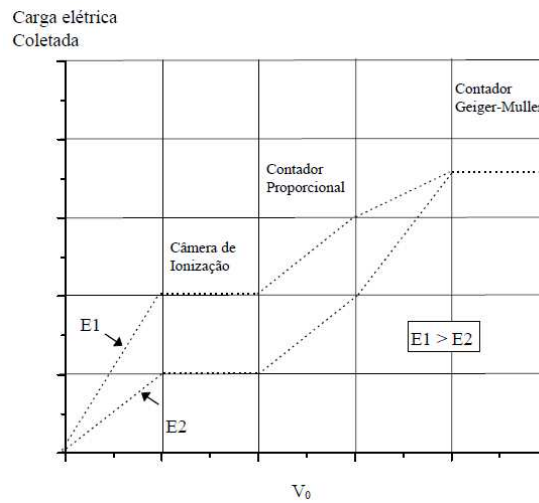


Figura 10. Comportamento de um detector a gás em função do campo elétrico aplicado, para duas partículas de energias diferentes (BARBOSA, 2004).

Um sistema detector de nêutrons consiste, pois, de materiais que evidenciam um dos processos supracitados, associado a um convencional sistema de contagens. O mais bem conhecido detector de nêutrons é o proporcional  $BF_3$  que consiste de um tubo cilíndrico (geralmente de alumínio, latão ou cobre) preenchido com o gás trifluoreto de boro com pressão de 0,5 a 1,0 atm, que atua como gás de preenchimento proporcional.

Uma característica importante dos detectores  $BF_3$  é sua capacidade em discriminar raios gamas. Uma simples discriminação de amplitude pode eliminar facilmente esses raios gamas sem comprometer a eficiência na detecção de nêutrons. Essa amplitude pode ser obtida através do espectro integral dos nêutrons detectados, assinalando a partir de qual ponto o espectro está constante após o decaimento inicial.

### 2.3.2. Detectores cintiladores

Nos detectores de cintilação a interação da radiação com o material do detector produz excitações, com a perda de elétrons, o que resulta na emissão de fótons através de um re-arranjo desses elétrons nos níveis de energia disponíveis. Para retornar a um estado estável, a energia depositada pela radiação no detector produz radiação na faixa de frequência da luz visível.

Uma das características mais importantes dos materiais cintiladores é o tempo de decaimento dos estados excitados. Esse processo é um dos métodos mais utilizados na detecção e na espectrometria das radiações ionizantes de grande faixa de energia. Os materiais cintiladores devem possuir as seguintes características:

- a) conversão ser linear;
- b) converter a energia cinética da radiação (direta ou indireta) em luz detectável com uma alta eficiência de cintilação;
- c) índice de refração deve ser próximo ao do vidro ( $\sim 1,5$ ) para permitir o acoplamento do cintilador com o tubo fotomultiplicador;
- d) material deve ser facilmente obtido em diferentes tamanhos;
- e) meio deve ser transparente ao comprimento de onda gerado por ele próprio;
- f) meio deve ter uma boa qualidade óptica;
- g) tempo de decaimento da luminescência deve ser o menor possível.

Nenhum material cintilador atende a todas estas características simultaneamente, mas sua eficiência é definida como a fração da energia de todas as partículas incidentes transformadas em luz visível, ou seja, a produção desses fótons é proporcional a energia da radiação e dependem do material utilizado como cintilador (TAUHATA, 2003). Os cintiladores podem ser:

- a) Inorgânicos – sua linearidade de conversão é melhor que nos detectores orgânicos, porém seu mecanismo de cintilação depende dos estados de energia definidos pela rede cristalina do material. O processo de cintilação ocorre quando elétrons da banda de valência ao serem excitados pela radiação ocupam níveis de energia, que foram criados por uma substância ativadora, que foi introduzida no cristal. Esses elétrons ao desexcitarem, retornam a banda de valência emitindo a energia excedente, referente à diferença dos níveis, em forma de um fóton;
- b) orgânicos – que possuem a vantagem de serem mais rápidos, porém a luz de saída é mais fraca que a gerada pelos inorgânicos. Possuem densidade e número atômico elevados e são bastante apropriados na detecção de radiação gama. O processo de fluorescência ocorre a partir de transições na estrutura de níveis de energia em uma molécula orgânica, excitando o elétron que após um intervalo de tempo, esse elétron tende a retornar a seu nível de estado fundamental emitindo a energia excedente, referente a diferença dos níveis, em forma de um fóton.

A geração de luz, por um cintilador, pode ser fornecida de três maneiras:

- a) fluorescência - que é a emissão imediata de luz quando há desexcitação do meio;
- b) fluorescência retardada - que é a emissão de luz, no comprimento de onda da fluorescência, mas muito tempo depois da excitação do meio;
- c) fosforescência - que é a emissão de luz num comprimento de onda muito maior que o da fluorescência e com persistência também maior (decaimento lento).

Assim, um bom cintilador deve converter o máximo de radiação em fluorescência e minimizar ao máximo a geração de fosforescência e fluorescência retardada.

#### 2.4. GRANDEZAS E UNIDADES UTILIZADAS EM METROLOGIA DE NÊUTRONS

Conforme o vocabulário internacional de termos fundamentais e gerais de metrologia (VIM, 2007), grandeza é o atributo de um fenômeno, corpo ou substância que pode ser qualitativamente distinguido e quantitativamente determinado. Unidade é a medida específica de uma grandeza, definida e adotada por convenção, com a qual outras grandezas de mesma natureza são comparadas para expressar suas magnitudes em relação àquela grandeza.

As grandezas utilizadas para radiações ionizantes de acordo com a ICRU (International Commission on Radiation Units and Measurements) e ICRP (International Commission on Radiological Protection), dividem-se em:

- a) grandezas dosimétricas: relativas aos processos de interação da radiação com a matéria, como: Exposição, Kerma, Dose absorvida;
- b) grandezas radioativas: relativas às transformações que ocorrem em materiais radioativos, como: atividade;
- c) grandezas radiométricas: relativas ao campo de radiação, que são: fluência e fluxo;
- d) grandezas de radioproteção:
  - limitantes: usadas para indicar o risco humano da exposição às radiações ionizantes, como: Dose equivalente e Dose efetiva;



- operacionais: usadas no monitoramento de área e monitoramento individual, como: Equivalente de dose direcional, Equivalente de dose ambiente, Equivalente de dose pessoal.

Em metrologia de nêutrons, a emissão de uma fonte de nêutrons ou de um feixe emitido por um gerador, é padronizada em termos de fluência, definida como:

$$\Phi = dN/ da [m^{-2}]$$

Onde: dN representa o número de partículas incidentes sobre uma esfera de seção de área da, e N é o número de partículas emitidas, transferidas ou recebidas.

A grandeza MADE (Maximum Dose Equivalente), definida pela ICRU 21 (ICRU, 1971) é utilizada para expressar o equivalente de dose devido a nêutrons e está definida para um fantoma cilíndrico equivalente ao tecido com 150 mm de diâmetro e 600 mm de altura (RAMOS *et al*, 2002). A unidade de medida utilizada para o MADE é o rem.

Em 1985, foi apresentado pelo ICRU um novo conceito de grandezas operacionais, em unidades de medida pelo SI, para monitoração de fontes de radiação (fótons, nêutrons e partículas). A partir dessa publicação, a grandeza utilizada para monitoração de área em nêutrons passou a ser o equivalente de dose ambiente H\*(10).

O equivalente de dose ambiente H\*(10) é definido em um ponto referência de um campo de radiação, como o valor produzido por este campo expandido e alinhado na esfera ICRU (ICRU, 1985) na profundidade de 10 mm. A unidade de medida utilizada para determinar o equivalente de dose ambiente é o J/kg, denominada sivert (Sv).

Simulador do tronco humano: esfera de 33 cm de diâmetro tecido-equivalente e densidade  $1 \text{ g/cm}^3$ . Composição química: 76,2% de O; 11,1% de C; 10,1% de H e 2,6% de N.

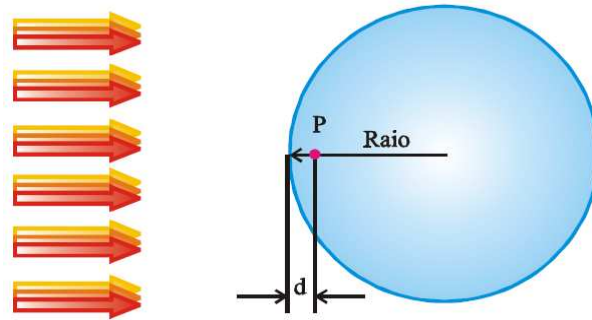


Figura 11. Geometria de irradiação da esfera ICRU e o ponto P na esfera, no qual  $H^*(d)$  determinado num campo de radiação expandido e alinhado. (TAUHATA, 2003).

No processo de calibração de monitores de área ou individuais para nêutrons, ao valor da fluência no ponto de referência, são aplicados coeficientes de conversão para se obter o valor das grandezas equivalente de dose ambiente e equivalente de dose pessoal, referenciadas a 10 mm de profundidade.

## 2.5. CALIBRAÇÃO DE MONITORES DE ÁREA PARA NÊUTRONS

Calibração é o conjunto de operações que estabelece, sob condições especificadas, a relação entre os valores indicados por um instrumento de medição ou sistema de medição ou valores representados por uma medida materializada ou um material de referência, e os valores correspondentes das grandezas estabelecidos por padrões (INMETRO, 2009). O resultado da calibração é utilizado para comprovação do funcionamento do equipamento conforme as normas, regulamentos ou a especificação do fabricante.

Garantir a rastreabilidade metrológica significa relacionar este resultado a uma referência metrológica estabelecida, através de uma cadeia contínua de calibrações ou comparações, conforme padrões nacionais ou internacionais, todas tendo incertezas estabelecidas (INMETRO, 2009). Essas comparações podem ser obtidas em laboratórios de calibração acreditados por um organismo de acreditação.

No Brasil, o Instituto Nacional de Metrologia, Normalização e Qualidade Industrial (INMETRO) é o único órgão acreditador do Sistema Nacional de Metrologia, Normalização e Qualidade Industrial (Sinmetro), sendo reconhecido internacionalmente como o organismo de acreditação brasileiro.

### **2.5.1. Calibração no Laboratório de Nêutrons**

O procedimento de calibração de monitores de área para nêutrons no LN é feito de acordo com as recomendações da norma ISO 8529-1, com uso de fontes de nêutrons isotópicas baseadas em radionuclídeos, cujos espectros estão referenciados na mesma norma. As fontes de nêutrons são padronizadas no próprio laboratório, utilizando-se do Sistema de Padronização Absoluta, o Banho de Sulfato de Manganês (BSM), garantindo assim a rastreabilidade metrológica.

Todos os instrumentos utilizados em campo não são instrumentos absolutos, necessitando, portanto de calibração. Essa calibração deve ser efetuada em intervalos regulares ou após conserto. Por este motivo é necessário haver um padrão de medição para a realização prática de uma determinada grandeza que será utilizada na medição, com seus respectivos valores de incerteza de medição determinados.

O documento NCLS Internacional RP-1 (1996) cita a norma MIL-STD-4566A do Departamento de Defesa dos EUA, a qual estabelece com clareza os requisitos necessários pra a realização de uma calibração periódica:

“Equipamentos e padrões de medição devem ser calibrados em intervalos periódicos estabelecidos e mantidos para assegurar exatidão (incerteza) e confiabilidade aceitáveis, onde a confiabilidade é definida como a probabilidade de que os equipamentos e o padrão de medição permanecerão dentro de uma tolerância durante intervalos estabelecidos. Os intervalos podem ser executados ou alongados, pelo contratante, quando os resultados de calibrações anteriores indicarem que estas ações são apropriadas para manter uma confiabilidade aceitável. O contratante deve estabelecer um sistema para recalibração mandatória dos equipamentos ou padrões de medição, a fim de assegurar a realização de recalibrações em tempo de evitar o seu uso além da data da próxima calibração.” (MAFTOUM, 2008)

## **2.5.2. Sistema da qualidade e metrologia**

Internacionalmente, o processo de padronização das atividades dos laboratórios de ensaio e calibração teve início com a publicação da ISO/IEC Guia 25 em 1978 e revisado em 1993. Em 1995 foi feita uma revisão do guia 25 que resultou na norma ISO/IEC 17025, datada de dezembro de 1999 e publicada em 2000. No Brasil, foi publicada pela ABNT, uma versão em português da norma, a NBR ISO/IEC 17025 em janeiro de 2001, que sofreu adaptações em 2005.

Esta Norma tem por objetivo estabelecer critérios para que laboratórios de ensaio e calibração demonstrem sua competência técnica, de maneira que seu sistema da qualidade seja efetivo e capaz de produzir resultados tecnicamente válidos.

Conforme a Norma ABNT NBR ISO/IEC 17025:2005, item 5.6.1 todo equipamento utilizado em ensaios e/ou calibrações, que tenha efeito significativo sobre a exatidão ou validade do resultado do ensaio deve ser calibrado antes de entrar em serviço e o laboratório deverá estabelecer um programa de calibração, definindo o procedimento que será utilizado para a calibração dos seus equipamentos. A Norma não determina um intervalo no qual o instrumento deverá ser calibrado, isto deverá ser definido pelo usuário do equipamento.

### 2.5.2.1. Intervalo de calibração

CAMARGO et al (2008), referem-se ao intervalo de comprovação do instrumento como sendo o intervalo de tempo entre duas calibrações consecutivas de um mesmo instrumento. Esta frequência deve ser estabelecida em um procedimento e determinada através dos fatores:

- a) análise da tendência conforme os dados das calibrações anteriores;
- b) comparação com periodicidade de equipamentos similares;
- c) exatidão da medida;
- d) histórico de uso e manutenções;
- e) tipo de instrumento e periodicidade estabelecida pelo fabricante.

A determinação do intervalo de calibração tem por objetivo assegurar que não haja deterioração na exatidão da resposta do equipamento e que este equipamento não seja utilizado na condição fora da tolerância especificada. Esse intervalo de calibração deve ser determinado pelo usuário, que deve levar em conta todos os fatores que podem influenciar a calibração de seu equipamento. Esta deve ser uma ação preventiva, de modo a acompanhar a manutenção das características de calibração.

A Norma ABNT NBR ISO 10012:2004, no item 7.1.2 prescreve que o método utilizado para determinar os intervalos de comprovação metrológica deve ser documentado e esses intervalos analisados criticamente e ajustados quando houver necessidade, assim garantindo a conformidade contínua dos requisitos metrológicos.

Os principais métodos utilizados na determinação do intervalo de calibração são baseados no histórico das calibrações passadas. No caso de instrumentos novos, esse intervalo pode ser definido através de informações técnicas nas quais os

fabricantes declaram a exatidão ou a incerteza total com o intervalo de validade deste valor, sendo este intervalo adotado como intervalo de calibração inicial.

No caso de instrumentos periodicamente calibrados é possível avaliar o desempenho e a manutenção de suas condições de calibração ao longo do tempo. Há necessidade de se garantir a manutenção das condições de calibração. Dessa forma, é aconselhável que os usuários desses equipamentos verifiquem seu desempenho no período entre as calibrações e preferencialmente nas instalações onde eles estão sendo usados.

### 2.5.3. Laboratório de Baixo Espalhamento (LBE) do Laboratório de Nêutrons

O Laboratório de Baixo Espalhamento (LBE) do Laboratório de Nêutrons (LN/IRD) é o local onde são feitas as calibrações dos monitores de área para nêutrons e as irradiações diversas com fontes de nêutrons.

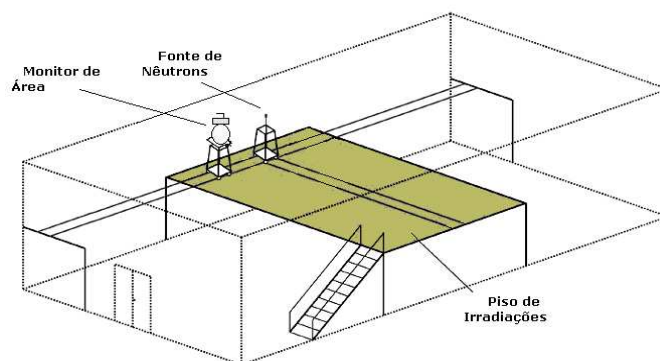


Figura 12: Croqui do Laboratório de Baixo Espalhamento (LBE).

O laboratório apresenta uma estrutura física com dimensões 7 x 18 x 6 m<sup>3</sup>. O chão é feito de concreto, o teto de madeira aglomerada e as paredes de telha-forro, produzidas com chapas de aço CSN Galvalume com 0,5 mm de espessura e preenchidas com poliestireno expandido (EPS) tipo F com 30 mm de espessura (FONSECA *et al.*, 2005). As dimensões físicas do LBE atendem às recomendações necessárias que um salão de baixo espalhamento deve possuir para que haja o

mínimo de interferência possível em termos de espalhamento, para isso é necessário que sua estrutura seja feita de materiais de baixa densidade e deve possuir uma estrutura com grandes dimensões (ISO, 2000a).

Os equipamentos a serem calibrados são posicionados em carrinhos que são acionados remotamente e possuem um circuito de câmeras que permitem a visualização do posicionamento dos mesmos e o respectivo painel do equipamento a ser calibrado.

Esses carrinhos podem se deslocar no mesmo eixo da fonte e em um eixo perpendicular à fonte, conforme figura 7.



Figura 13: Laboratório de Baixo Espalhamento (LBE).

## 2.6. CÓDIGO MCNP

O código MCNP (Monte Carlo N – Partículas), de origem norte americana, foi desenvolvido pelo Laboratório Nacional de Los Alamos na década de 70. O MCNP5 é a versão mais atual do código, liberada para o mercado norte-americano em abril de 2003.

Atualmente, o código MCNP é uma ferramenta utilizada para a simulação de transporte de partículas, como nêutrons, fótons, elétrons, individuais ou associados. Houve uma crescente utilização do código e uma aceitação pela comunidade de física das radiações, por ser um software versátil e de fácil utilização, atendendo a diferentes tipos de problemas físicos e matemáticos.

Há várias aplicações para o código MCNP, como a projeção de núcleos de reatores, blindagens, dispositivos de irradiação, dosimetria interna, radioterapia e medicina nuclear. O código MCNP tem a capacidade de simular qualquer sistema geométrico tridimensional, desde superfícies pré-determinadas como esferas, planos, parabolóides de revolução, cilindros, elipsóides, até superfícies bem elaboradas, utilizando um conjunto de pontos no espaço. Esta característica é uma das grandes vantagens do código.

O MCNP permite ao usuário a construção de um arquivo de entrada, sem que haja necessidade de alterar o código fonte do programa. Este arquivo é organizado em blocos descrevendo regiões envolvidas no modelo. O MCNP lê o arquivo de entrada que deverá conter as especificações da geometria por meio de superfícies e suas intersecções; posição e distribuição energética da fonte, descrição do detector, meio ao qual será transportada a radiação e as condições gerais do sistema a ser simulado.

A estimativa de erro relativo é definido como o desvio padrão médio estimado  $S_{\bar{x}}$  pela média estimada  $\bar{x}$ .

$$R \equiv \frac{S_{\bar{x}}}{\bar{x}}$$



A redução do erro relativo é proporcional ao número de "histórias", vale ressaltar que  $S_{\bar{x}}$  é proporcional a  $1/\sqrt{N}$ , onde N é o número de "histórias", sendo assim, para reduzir R pela metade é necessário quadruplicar o número de "histórias".

Os intervalos de confiança se referem à precisão dos próprios cálculos Monte Carlo e não à exatidão dos resultados quando comparados com valores físicos verdadeiros. A declaração relativa à exatidão exige uma análise detalhada das incertezas nos dados físicos, modelagem, técnicas de amostragem, aproximações, usadas nos cálculos (SILVA, 2008).

A recomendação para a interpretação da qualidade dos intervalos de confiança para vários valores de R são as seguintes (BRIESMEISTER, 2003):

- a) valores entre 0,5 e 1,0 - não confiáveis;
- b) valores entre 0,20 e 0,50 – pouco confiável;
- c) valores entre 0,10 e 0,20 - questionáveis;
- d) valores menores que 0,10 – geralmente confiáveis;
- e) valores menores que 0,05 – geralmente confiáveis para detectores puntiformes.

### MÉTODOS E PROCEDIMENTOS EXPERIMENTAIS

Na primeira etapa do trabalho foram definidos o material e as dimensões do sistema portátil. A geometria do sistema foi definida através de simulação matemática, utilizando o modelo computacional de transporte de radiação, o código de Monte Carlo MCNP5. Os valores obtidos com o MCNP foram validados experimentalmente.

Em uma segunda etapa, o sistema portátil foi construído e várias medições foram realizadas com diferentes modelos de monitores de área para nêutrons, visando à homologação do sistema.

#### 3.1 - FONTE DE NÊUTRONS

A fonte utilizada no sistema é de  $^{241}\text{Am-Be}$  ( $\alpha, n$ ), produzida a partir da mistura compacta de óxido de amerício e de berílio metálico em pó. O óxido de amerício decai pela emissão de fótons de 59,5 KeV e de partículas  $\alpha$ , que interagem com o berílio metal gerando nêutrons. Essa fonte é a mais utilizada comercialmente por emitir poucos  $\gamma$ , comparadas a outras fontes de nêutrons e por sua meia-vida ser longa, de aproximadamente 433 anos.

A fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  foi doada por uma empresa da área petrolífera e não possui certificado, através da comparação desta fonte com outra fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  de 10 GBq (1Ci), padronizada no sistema primário denominado banho de Sulfato de Manganês (BSM), no próprio laboratório, verificamos que a atividade da fonte utilizada é de 14,6 GBq (395 mCi). Essa comparação é apresentada nas tabelas 3, 4 e 5.

A fonte apresenta uma geometria cilíndrica de raio 0,3 cm e comprimento de 3 cm, onde o material radioativo está encapsulado em um recipiente de aço. A dimensão

do material radioativo foi estipulada através da simulação dos dados de comprimento, raio e massa da fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$ . As dimensões da fonte são apresentadas na figura 14.

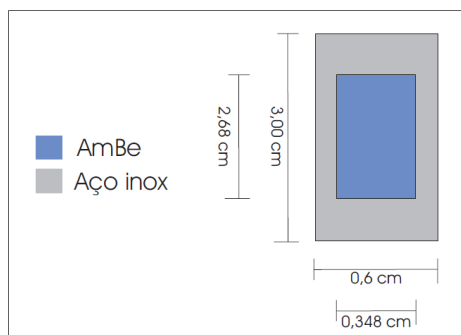


Figura 14. Dimensões da fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$ .

### 3.2. POLIETILENO DE ALTA DENSIDADE

O material escolhido para a construção do sistema foi o polietileno, por possuir excelentes qualidades físicas, pois suporta altas temperaturas, tendo o seu ponto de amolecimento acima de 80 °C. Sua fórmula  $n(\text{CH}_2)$  possui 66% da constituição atômica do plástico, por ser um polímero (um tipo de plástico), que permite ter uma característica mecânica de dureza e rigidez muito utilizada em projetos de detectores (ZAMBONI, 2007).

Primeiramente, escolheu-se um bloco em forma de paralelepípedo como geometria do sistema, verificando no mercado a existência do mesmo, encontrou-se o material em forma de placas e tarugos cilíndricos. Concluí-se que o projeto teria um custo menor se o sistema fosse produzido no formato cilíndrico.

### 3.3. MONITOR DE ÁREA PARA NÊUTRONS - LUDLUM 12-4

O Modelo de Ludlum 12-4 é baseado em um projeto de 1967 do Los Alamos National Laboratory, sendo um instrumento comum na indústria de monitores de área para nêutrons. Ele possui uma faixa de medição para taxa de equivalente de dose

ambiente entre 0 – 10.000 mrem /h (0 – 1000  $\mu$ Sv/h), para nêutrons térmalizados na faixa de 12 MeV.

O instrumento possui um tubo detector proporcional à gás com  $\text{BF}_3$ , este gás atualmente foi substituído por  $^3\text{He}$ , com 6 cm de diâmetro x 2,5 cm diâmetro de espessura, rodeado por cádmio e um moderador esférico de 9" (22,9 cm) de polietileno. Sua unidade eletrônica possui um medidor analógico com um invólucro de alumínio fundido ao instrumento que incorpora um compartimento separado e acompanha alça de metal. Este projeto oferece robustez e qualidade industrial que promovam proteção e prolongue a vida útil do instrumento.

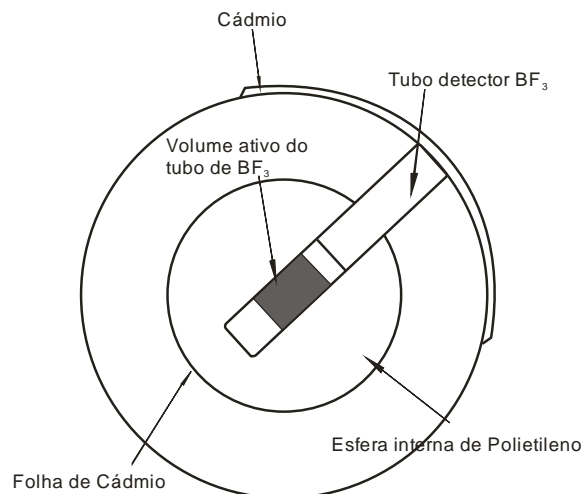


Figura 15. Esquema do detector Ludlum 12-4.



Figura 16. Monitor de área Ludlum 12-4.

A escolha desse instrumento se deve ao modelo de monitor de área para nêutrons Ludlum 12-4 ser o mais utilizado no mercado brasileiro. Dos 666 monitores calibrados no Laboratório de Nêutrons do IRD, ao longo de 5 anos (2006-2010), aproximadamente 52% são do modelo Ludlum 12-4, conforme o gráfico 3.

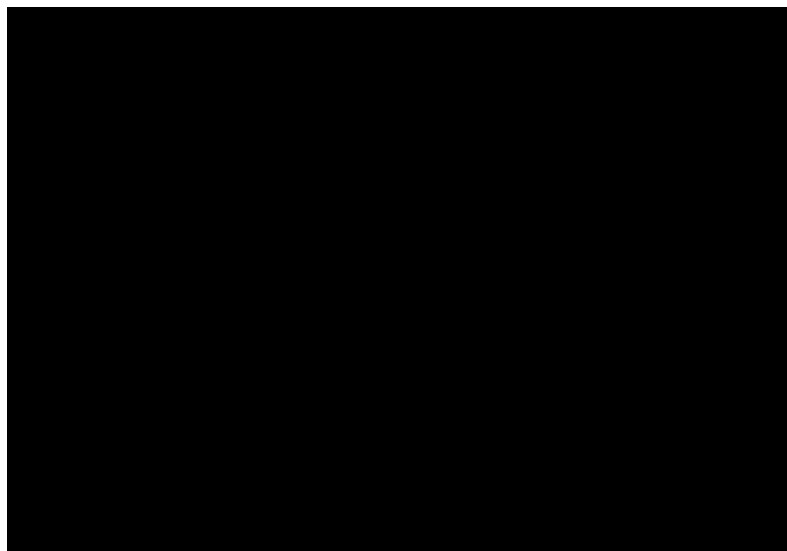


Gráfico 3 - Número de monitores de área calibrados no LN entre 2006 e 2010.

#### 3.4. SIMULAÇÃO DO SISTEMA PORTÁTIL

Foram escolhidas as taxas de equivalente de dose ambiente de 50  $\mu\text{Sv/h}$  e 500  $\mu\text{Sv/h}$  para sensibilizar os monitores. Estes valores foram determinados por serem os pontos de ajuste de calibração utilizados pelo LN para duas escalas de uso frequente em radioproteção (0 -100  $\mu\text{Sv/h}$  e 0 -1000  $\mu\text{Sv/h}$ ).

A fonte foi modelada utilizando-se o código MCNP5, em um bloco de polietileno, com geometria cilíndrica. As dimensões deste bloco foram estipuladas considerando seu uso com o modelo de monitor de área para nêutrons Ludlum 12-4 , por ser o mais utilizado no mercado brasileiro.

A determinação da taxa de equivalente de dose ambiente nos pontos de interesse do bloco de polietileno foi feita utilizando-se a definição do detector pontual disponível no programa computacional de transporte de radiação MCNP5 (Tally F5).

A Tally F5 foi modificada com a introdução dos fatores de correção para o equivalente de dose ambiente por fluência de nêutrons, para que o valor de saída fosse em  $H^*(10)/\Phi$ , em  $\mu\text{Sv}\cdot\text{cm}^2$ . E para reduzir a incerteza do valor de saída da simulação, utilizamos o número de histórias médio de  $10^7$ .

O estudo realizado com o código MCNP5 determinou a espessura do bloco de polietileno e a posição da fonte de radiação que levaria as taxas de dose estipuladas para sensibilizar o instrumento. O ambiente de simulação considerado foi o vácuo e embaixo do sistema, utilizamos um bloco de concreto para simular o piso.

Com este propósito, foram feitas várias simulações de espessuras, considerando a interferência da espessura inferior na medição, até chegarmos a um tamanho específico que atendesse aos valores de taxa de equivalente de dose ambiente estipulados.

### 3.5. VALIDAÇÃO DA SIMULAÇÃO DO SISTEMA PORTÁTIL

A validação foi um norteador para verificar as condições da simulação do sistema portátil para construção do mesmo. Na validação dos resultados obtidos com a simulação matemática do sistema portátil, foram feitas medições experimentais utilizando duas placas de polietileno de 50x50 cm e espessura de 2,64 cm e 2,52 cm sobre a fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  de 14,6 GBq (395 mCi).

O experimento foi feito, primeiramente, com uma placa de 2,64 cm sobre a fonte de nêutrons. Foram feitas dez medições com três monitores de área Ludlum 12-

4, um monitor Thermo Eberline FHT, um monitor Eberline E-600 e um monitor Eberline ASP-1, todos calibrados no laboratório de nêutrons.

Após essas medições, foi colocado mais uma placa de polietileno, totalizando a espessura de 5,16 cm para a medição, essas placas também foram sobrepostas a fonte de nêutrons. Novamente foram realizadas dez medições com os mesmos monitores de área.

Em seguida foi feita a simulação desse experimento no programa computacional de transporte de radiação MCNP5. Utilizamos a Tally F5 para representação de um detector puntiforme, variando o seu posicionamento, conforme as características de posicionamento do volume sensível de cada monitor de área utilizado no experimento de validação.

Após esta análise, feita para validar o sistema, passou-se a etapa da construção do mesmo.

### 3.6. CONSTRUÇÃO DO SISTEMA

A partir dos resultados obtidos na simulação utilizando o código de transporte de radiação MCNP5, o sistema foi projetado para atender ao usuário de maneira simplificada, para isso ele foi desenvolvido pelo setor de engenharia mecânica do IRD, em um bloco cilíndrico de polietileno com uma abertura onde é introduzida a fonte e fechado através de um parafuso de polietileno, que garante que a fonte ficará centralizada no sistema.



Figura17 – sistema portátil para teste para monitores de área para nêutrons.

### 3.7. MEDIÇÃO COM O SISTEMA

A validação do sistema foi realizada, primeiramente, para monitor de área para nêutrons, Ludlum 12-4, para o qual o sistema foi projetado. Após a homologação utilizando o monitor Ludlum12-4, o sistema foi testado utilizando vários modelos de monitores de área para nêutrons. A tabela 2 apresenta as características desses monitores encontradas em seus respectivos manuais de operação.

Tabela 2 – Característica técnica dos monitores de área para nêutrons.

Monitor	Sensibilidade	Faixa Energia	Dimensão	Tipo detector
Ludlum 12-4	30 cpm por mrem/ h	Térmico até 10 MeV	43,2 x 22,9 x 26,7 centímetros	BF <sub>3</sub>
Thermo Eberline FHT 752	2cps em 1,0 μSv / h	0,25 eV a 10 MeV	Ø20,8 X 39,5 centímetros	BF <sub>3</sub>
Thermo Eberline FHT 762	680 cpm por mrem/ h	3 MeV a 5 GeV	33.7 x Ø 22.9 centímetros	Hélio-3
Eberline APS1	20 cpm por mrem/ h	-	10,7 x 20 x 15,7 centímetros	BF <sub>3</sub>
Eberline E-600	45 cpm por mrem/ h	10 MeV	41,6 x 22,9 x 22,9 centímetros	BF <sub>3</sub>
Prescila – Ludlum 42-41	350 cpm por mrem/ h	Térmico a 100 MeV	16,5 x 8,9 x 21,6 centímetros	Cintilador
Cramal	30 cpm por mrem/ h	2 keV a 15 MeV	31 x 18 cm Ø esfera: 20 cm	Hélio-3



### RESULTADOS

#### 4.1. DETERMINAÇÃO DA TAXA DE EMISSÃO DA FONTE DE $^{241}\text{Am-Be}$

A taxa de emissão da fonte foi determinada através da comparação entre o valor calculado do inverso do quadrado da distância e o valor experimental, no *setup* da calibração do laboratório de nêutrons.

Essa comparação foi feita para a fonte de 1Ci e para a fonte que está sendo utilizada no sistema, conforme as tabelas 3 e 4.

Tabela 3. Valores teóricos.

Distância (m)	H* ( $\mu\text{Sv/h}$ ) – fonte 1 Ci	H* ( $\mu\text{Sv/h}$ ) – fonte sistema
0,15	1037,00	407,00
0,30	259,25	101,75
0,50	93,33	36,63
0,75	41,48	16,28
1,00	23,33	9,15
1,25	14,93	5,86

Tabela 4. Valores experimentais.

Distância (m)	H* ( $\mu\text{Sv/h}$ ) – fonte 1 Ci	H* ( $\mu\text{Sv/h}$ ) – fonte sistema
0,15	1037 $\pm$ 31	407 $\pm$ 8
0,30	275 $\pm$ 5	104 $\pm$ 3
0,50	101 $\pm$ 4	41 $\pm$ 2
0,75	46 $\pm$ 1	19 $\pm$ 1
1,00	26 $\pm$ 1	10 $\pm$ 0
1,25	16 $\pm$ 0	6 $\pm$ 0

Para a determinação da atividade foram feitas as razões entre fonte do sistema e a fonte de 1Ci, dos valores teóricos e experimentais, conforme dados da tabela 5.

Tabela 5. Determinação da atividade da fonte do sistema.

<b>Distância (m)</b>	<b>Teórico</b>	<b>Experimental</b>
0,15	0,3925	0,3925
0,30	0,3925	0,3785
0,50	0,3925	0,4065
0,75	0,3925	0,4112
1,00	0,3925	0,4008
1,25	0,3925	0,3847
0,15	0,3925	0,3957
0,30	0,3925	0,3957
0,50	0,3925	0,3925
0,75	0,3925	0,3785
<b>MÉDIA:</b>	<b>0,3925</b>	<b>0,3957</b>

#### 4.2. SIMULAÇÃO DO SISTEMA PORTÁTIL

Os resultados da simulação, utilizando do código MCNP, demonstraram ser mais adequados posicionando-se o monitor de área para nêutrons nas faces do bloco de polietileno. Dessa forma, foi possível fixar as duas faixas de taxa de equivalente de dose em relação à fonte de nêutrons.

A partir das simulações, utilizando o código MCNP5, foi adotado o sistema definido para um cilindro de polietileno com raio de 10,0 cm por 14,7 cm de altura. A fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  é posicionada centralizada as paredes do sistema, conforme figura 18.

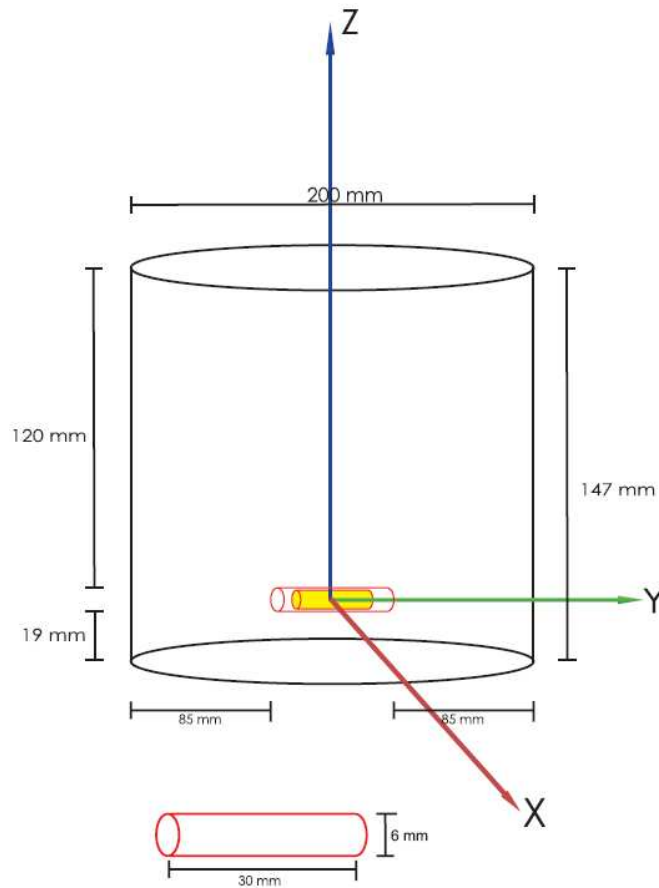


Figura 18. Diagrama esquemático do sistema portátil.

A partir dos dados obtidos na modelagem, o monitor Ludlum 12-4, ao ser colocado sobre a superfície da face mais distante da fonte, deverá indicar uma taxa de equivalente de dose ambiente de aproximadamente  $54 \pm 0,03 \mu\text{Sv/h}$ . Na superfície da face mais próxima da fonte, a taxa de equivalente de dose ambiente será de aproximadamente  $509 \pm 0,03 \mu\text{Sv/h}$ . A largura e o comprimento do sistema portátil têm dimensões suficientes para apoiar a base do detector Ludlum 12-4 e também atende aos outros monitores de área utilizados no mercado.

#### 4.3. VALIDAÇÃO OBTIDA DA SIMULAÇÃO MATEMÁTICA DO SISTEMA PORTÁTIL

Para validar os resultados com o método MCNP5 foram utilizadas duas placas de polietileno de espessuras 2,64 cm e 2,52 cm e tamanho 50 x 50 cm.

Essas placas foram colocadas sobre um cilindro de polietileno de raio 2,5 cm e altura de 3 cm, onde a fonte encontrava-se centralizada. A partir deste aparato experimental foi feita a simulação do mesmo no código de transporte de radiação MCNP5. Para esta simulação, utiliza-se um bloco de concreto para simular o solo e o aparato experimental encontra-se imerso no vácuo, conforme figura 19.

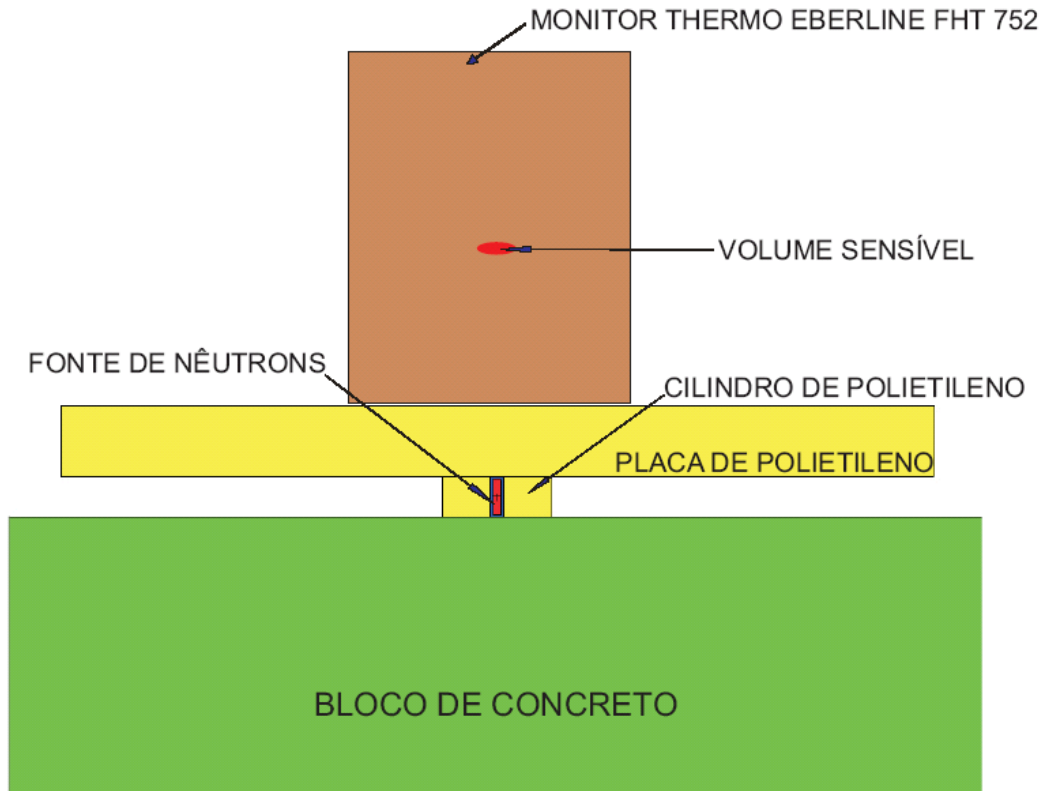


Figura 19. Imagem da simulação do aparato experimental utilizando o programa Vised.

No aparato experimental utilizamos seis modelos de monitores de área, sendo três Ludlum 12-4, um Eberline E-600, um Eberline ASP1 e um Thermo Eberline FHT-752.

Esses monitores mediram o equivalente de dose ambiente para a espessura de uma placa (2,64 cm) e para a espessura das duas placas juntas (5,16 cm), Após as medidas, foram feitas simulações do aparato com um detector puntiforme para medir as doses nos mesmos pontos e espessuras de placas com o código MCNP5.

A tabela 6 apresenta os valores medidos para seis monitores de área (quatro modelos diferentes) para nêutrons no aparato experimental. Alguns destes monitores ainda utilizam a unidade de medida mrem/h e foram projetados para a grandeza MADE; os mais novos já estão medindo na nova grandeza, o equivalente de dose ambiente. Todos os monitores utilizados neste trabalho foram irradiados em um campo de radiação padronizado em  $H^*(10)$ .

No cálculo das médias, foram feitas as respectivas conversões para a unidade de medida da grandeza taxa de equivalente de dose ambiente  $H^*(10)$ , isto é, Sv/h.

Tabela 6. Valores experimentais.

<b>Monitor de área para nêutron</b>	<b><math>H^*</math> (<math>\mu\text{Sv/h}</math>) – placa 2,64 cm</b>	<b><math>H^*</math> (<math>\mu\text{Sv/h}</math>) – placa 5,16 cm</b>
Ludlum 12-4	$1000 \pm 0$	$567 \pm 12$
Ludlum 12-4	$1000 \pm 0$	$586 \pm 13$
Ludlum 12-4	$973 \pm 47$	$485 \pm 13$
Thermo Eberline FHT-752	$1188 \pm 31$	$689 \pm 17$
Eberline E-600	$960 \pm 51$	$582 \pm 51$
Eberline ASP1	$1182 \pm 14$	$698 \pm 26$

As medições foram realizadas após a calibração dos monitores. A calibração garante que o monitor de área está apresentando resposta de  $\pm 10\%$  do valor esperado.

A tabela 7 apresenta o comparativo entre os valores experimentais e os valores simulados. Para os monitores de área Ludlum 12-4 e Thermo Eberline FHT-752 para a espessura de uma placa estão dentro dos valores esperado de 5% de incerteza.

Tabela 7. Razão entre valores experimentais e simulados para espessura de 2,64 cm.

Monitor	Valores experimentais ( $\mu\text{Sv/h}$ )	Valores Simulados ( $\mu\text{Sv/h}$ )	$\Delta$ (%)
Ludlum 12-4	991 $\pm$ 16	949	4,3
Thermo Eberline FHT-752	1188 $\pm$ 31	1141	3,9
Eberline E-600	960 $\pm$ 51	970	-1,1
Eberline ASP1	1182 $\pm$ 140	970	18,4

Na tabela 8, verificamos que os valores experimentais comparados aos valores simulados para os monitores Ludlum 12-4, Thermo Eberline FHT e Eberline E-600 apresentam valores dentro do esperado, somente o Thermo Eberline ASP1, que apresentou um valor um pouco acima.

Tabela 8. Razão entre valores experimentais e simulados para espessura de 5,16 cm.

Monitor	Valores experimentais ( $\mu\text{Sv/h}$ )	Valores Simulados ( $\mu\text{Sv/h}$ )	$\Delta$ (%)
Ludlum 12-4	546 $\pm$ 53	553	-1,3
Thermo Eberline FHT-752	689 $\pm$ 17	650	5,6
Eberline E-600	582 $\pm$ 51	564	3,0
Eberline ASP1	698 $\pm$ 26	564	19,2

#### 4.4. HOMOLOGAÇÃO DO SISTEMA PORTÁTIL

Para a homologação do sistema, além do Ludlum 12-4 foram utilizados os modelos de monitores de área mais utilizados no mercado. Todos os monitores de área para nêutrons utilizados neste trabalho foram calibrados no Laboratório de Nêutrons utilizando a fonte referência de  $^{241}\text{Am-Be}$ , calibradas no Banho de Sulfato Manganês (BSM). A fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  de 14,6 GBq (395 mCi) foi colocada no centro do sistema para a realização da medição da taxa de equivalente dose ambiente da mesma.

O monitor de área foi posicionado em uma das faces do sistema e foram feitas uma série de 10 medições. Em seguida, o sistema foi rotacionado e o monitor de área foi posicionado na outra face. Outra série de 10 medidas foi realizada. Valores médios medidos pelo sistema encontram-se nas tabelas 9 e 10.

Tabela 9. Valores da homologação do sistema para o modelo Ludlum 12-4.

Número de série	Valores da face de Maior distância da fonte ( $\mu\text{Sv/h}$ )	Valores da face de menor distância da fonte ( $\mu\text{Sv/h}$ )
265508	$55,2 \pm 4,2$	$524,0 \pm 12,7$
248440	$49,3 \pm 2,4$	$504,5 \pm 31,3$
216430	$55,0 \pm 2,0$	$540,0 \pm 12,9$
169409	$45,5 \pm 3,1$	$450,0 \pm 11,8$
236318	$53,0 \pm 4,1$	$510,0 \pm 12,9$
249364	$52,0 \pm 2,6$	$592,5 \pm 16,9$
223444	$53,6 \pm 3,3$	$555,0 \pm 15,8$
93323	$52,8 \pm 4,5$	$548,0 \pm 27,0$
169417	$50,3 \pm 4,2$	$510,0 \pm 12,9$
248431	$53,8 \pm 2,1$	$515,0 \pm 12,9$
<b>MÉDIA:</b>	$52,1 \pm 2,9$	$524,9 \pm 37,7$

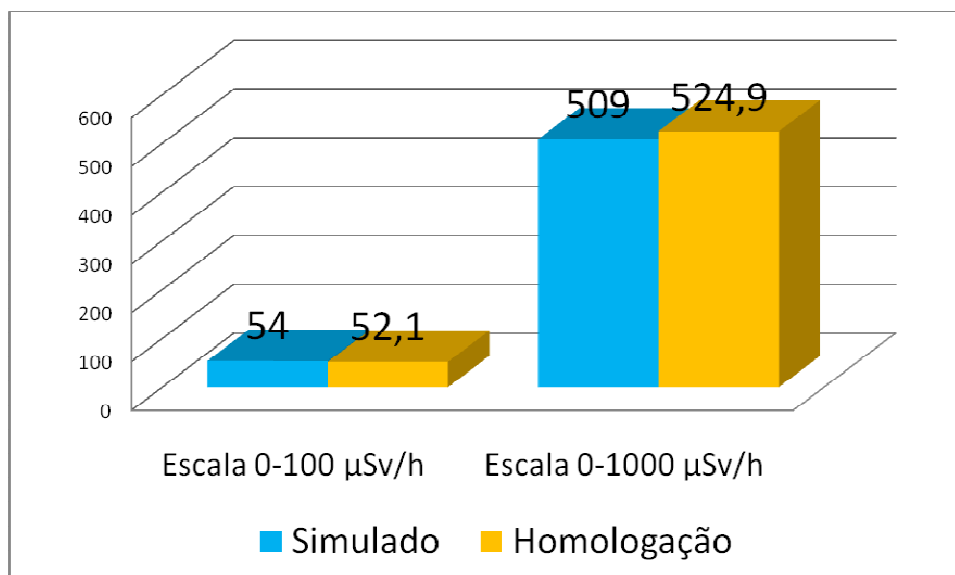


Gráfico 4 – Comparativo entre o valor da simulação e homologação do sistema portátil

Tabela 10. Valores da homologação do sistema para outros modelos.

Monitor	Valores da face de Maior distância da fonte ( $\mu\text{Sv/h}$ )	Valores da face de menor distância da fonte ( $\mu\text{Sv/h}$ )
Prescila – Ludlum 42-41	$148,5 \pm 13,0$	$3104,4 \pm 304,6$
Prescila – Ludlum 42-41	$127,7 \pm 11,6$	$3117,8 \pm 979,1$
Thermo Eberline FHT 752	$87,6 \pm 4,0$	$829,1 \pm 261,9$
Thermo Eberline FHT 762	$53,4 \pm 1,6$	$511,0 \pm 9,2$
Eberline APS1	$56,8 \pm 6,7$	$677,0 \pm 24,1$
Eberline E-600	$58,3 \pm 2,5$	$567,9 \pm 11,3$

O sistema portátil foi validado utilizando monitores de área para nêutrons, Ludlum 12-4. As medições, que foram apresentadas como resultados desta dissertação foram realizados após a calibração no Laboratório de Nêutrons. Também foram utilizados monitores de outros fabricantes e/ou modelos para a verificação.

Os resultados da tabela 10 demonstram boa concordância para os demais monitores de área que possuem detector e moderador semelhantes ao modelo referência Ludlum 12-4 (geometria esférica).

O monitor Thermo Eberline FHT 752 apresentou valores acima da média encontrada para o monitor referência. O monitor FHT 752 possui geometria cilíndrica, sendo seu volume sensível posicionado a 11,6 cm da base. Dessa forma a distância de medição sofre alteração quando comparada com o Ludlum 12-4, e também a espessura do material moderador.

No caso do monitor Ludlum Prescila, além da modificação da geometria do detector, há o fato do detector ser cintilador e não proporcional como os demais. Seu posicionamento em relação ao sistema portátil difere muito dos demais instrumentos avaliados, pois seu volume sensível localiza-se na face do monitor, perpendicular a face do sistema.

Foi desenvolvido um manual (anexo) para auxiliar o usuário no momento da execução. O manual contempla um passo-a-passo de como posicionar e fazer as



medições. Recomenda-se ao usuário que forme um histórico com o desempenho do monitor testado. Este histórico constitui importante ferramenta de gestão, podendo ser utilizado para determinar o intervalo de calibração mais adequado para o equipamento.

#### 4.5. QUESTÕES DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA

O objetivo primário da Radioproteção é proporcionar um padrão apropriado de proteção para o homem sem limitar indevidamente as práticas benéficas que causam exposição à radiação.

- Proteger as pessoas;
- Garantir o uso seguro em benefício das pessoas.

Por este motivo, foram feitas medições das taxas de equivalente de dose ambiente na face lateral do sistema com o objetivo de verificar os níveis de radiação em torno do sistema portátil. No posicionamento do monitor ao lado do sistema, a 0,50 m e a 1,0 m, as seguintes taxas foram medidas: 65,8  $\mu\text{Sv/h}$ , 15,7  $\mu\text{Sv/h}$  e 5,4  $\mu\text{Sv/h}$ , respectivamente. Podemos verificar que os valores apresentados para a distância de 0,50 e 1,0 m estão abaixo dos limites determinados pela norma CNEN NN-3.01, para IOE (Indivíduos Ocupacionalmente Expostos), que é de 22,8  $\mu\text{Sv/h}$  ou 20 mSv/ano.

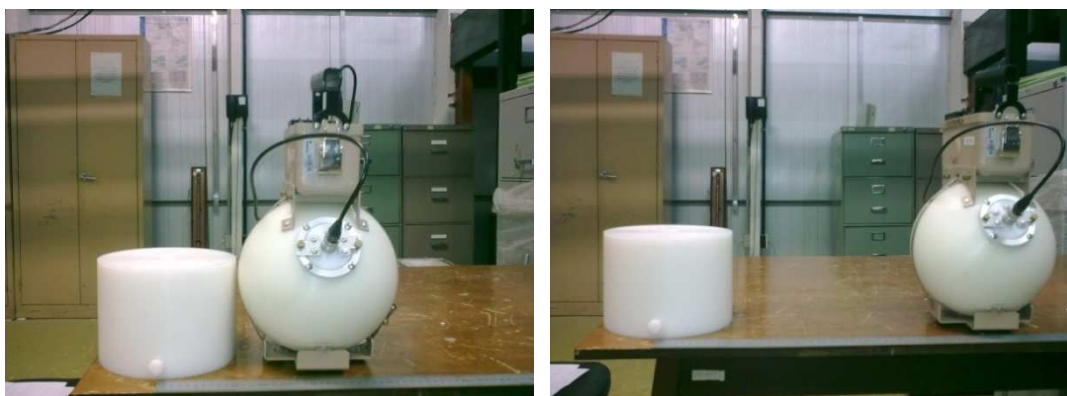




Figura 20. Medição das taxas de equivalente de dose ambiente, para fins de proteção radiológica.

## **CAPÍTULO 5**

### **CONCLUSÕES**

O sistema desenvolvido neste trabalho mostrou-se uma ferramenta adequada para a verificação das condições de funcionamento dos monitores de área, proporcionando o acompanhamento do desempenho destes instrumentos entre as calibrações.

Esse dispositivo também poderá ser utilizado para auxiliar na determinação do intervalo de calibração dos instrumentos, levando em conta a intensidade do uso e a exatidão desejada.

O sistema desenvolvido é de fácil construção, de baixo custo, podendo ser utilizado com diversos modelos de monitores de área.

## REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

ASSOCIAÇÃO BRASILEIRA DE NORMAS TÉCNICAS, 2005, **NBR ISO/IEC 17025**: Requisitos gerais para a competência de laboratórios de ensaios e calibração. Rio de Janeiro, RJ, ABNT.

ASSOCIAÇÃO BRASILEIRA DE NORMAS TÉCNICAS, 2004, **NBR ISO 10012**: Sistema de gestão de medição – Requisitos para os processos de medição e equipamento de medição. Rio de Janeiro, RJ, ABNT.

BARBOSA, A.F., 2004, **Técnicas de Detecção**. Notas de Aula. Rio de Janeiro, RJ, CBPF.

BELL, Z.W., CARPENTER, D.A., CRISTY, S.T., *et al.*, 2005, “Neutron detection with cryogenics and semiconductors”. ***Physica Status Solidi (C)***, v.2, n.5, pp. 1592-1605.

BESSA, A. C. M., 2007, **Intercomparação de câmaras de ionização em feixes padrões de raios x, níveis radioterapia, radiodiagnóstico e radioproteção**. Dissertação de mestrado, IPEN, São Paulo, Brasil.

BRIESMEISTER, J. F., 2003, MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, ***Los Alamos National Laboratory***, Version 5, USA.

CAMARGO, V. A.; KISHIMOTO, E. T.; MORAES, J. C. T.B., 2008, “Determinação de periodicidade de calibração de instrumentos de medição de um laboratório de ensaios de equipamentos eletromédicos”. **Congresso da Qualidade em Metrologia**, São Paulo, SP, Brasil, 09-12 Junho.

DOMANUS, J. C., 1992, **Practical Neutron Radiography**. 1 ed. Commission of the European Communities, Kluwer Academic Publishers.

FERNÁNDEZ, F., BOUASSOULET, T., DOMINGO, C., LUGUERA, E., BAIXERAS, C., 1996, “Response of a CR-39 Fast Neutron Dosimeter with a Polyethylene Converter Improved with Makrofol”, ***Radiat Prot Dosimetry***, v. 66, pp. 343-347.

FONSECA, E.S., PEREIRA, W.W., LEITE, J.O., PATRÃO, K.C.S., 2005, “Metrologia de Nêutrons no Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes”, ***Revista Brasileira de Pesquisa e Desenvolvimento***, v. 7, n. 1 (Março), pp. 113-119.

International Commission on Radiological Units and Measurements, 1985, **Determination of dose equivalents resulting from external radiation sources**. ICRU Report 39. Washington-USA.

International Commission on Radiological Units and Measurements, 1971, **Radiation Quantities and Units**. ICRU Report 19. Washington-USA.

International Organization for Standardization, 2000a, **Reference Neutron Radiations – Part 2: Calibration Fundamentals of Radiation Protection Devices Related to the Basic Quantities Characterizing the Radiation Field**, Standard ISO 8529-2. Geneva.

International Organization for Standardization, 2001, **Reference Neutron Radiations – Part 1: Characteristics and Methods of Production**, Standard ISO 8529-1. Geneva.

LAMARSH, J. R., 1983, **Introduction to Nuclear Engineering**, 2 ed. Massachusetts, Addison-Wesley Publishing Company.

KAPLAN, I., 1978, **Física nuclear**. 2 ed. Rio de Janeiro, RJ, Guanabara Dois.

KNOLL, F.G., 1989, **Radiation Detection and Measurement**. 2 ed. New York, Wiley & Sons.

MAFTOUM, W. R. E., 2008, **Técnicas para determinação de periodicidade de calibração**. Curitiba, Paraná, Rede Paranaense de Metrologia e Ensaios.

MARTIN, J. E., 2006, **Physics for Radiation Protection – a handbook**. 2 ed. Germany, Wiley. VCH, Weinheim.

NCLS INTERNATIONAL, 1996, **Establishment and Adjustment of Calibration Intervals: Recommended Practice RP-1**. NCSL International.

RAMOS, M. M. O; TAUHATA, L., 2002, **Grandezas e unidades para radiação ionizante (recomendações e definições)**. 1 ed. Rio de Janeiro, RJ, Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes – IRD/CNEN/MCT.

SILVA, F. S. G., 2008, **Aplicação de método Monte Carlo para cálculos de dose em folículos tireoidianos**. Dissertação de mestrado, UFPE, Recife, Pernambuco, Brasil.

SILVA, L. R. O; ALVES, M. L., 2004, “A calibração periódica de instrumentos de medição e padrões e suas relações com custo e benefício”. **Encontro para a Qualidade de Laboratórios**, São Paulo, SP, Brasil, 01-03 Junho.

TAUHATA, L. *et al.*, 2003, **Radioproteção e Dosimetria - Fundamentos**. 5 ed. Rio de Janeiro, RJ, Instituto de Radioproteção e Dosimetria - IRD/CNEN/MCT.

INMETRO, 2009, **Vocabulário Internacional de Metrologia**: conceitos fundamentais e gerais e termos associados. 1 ed. Rio de Janeiro, RJ, INMETRO.

ZAMBONI, C. B., 2007, **Fundamentos da Física de Nêutrons**. 1 ed. São Paulo, SP, Livraria da Física.

# ANEXO I

## SISTEMA PORTÁTIL PARA TESTE DE MONITORES DE ÁREA PARA NÊUTRONS

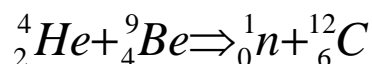
### MANUAL DE OPERAÇÃO

#### INTRODUÇÃO

O sistema portátil para teste de monitores de área para nêutrons foi desenvolvido para verificar a manutenção das condições de calibração e pode ser utilizado para testar os instrumentos no campo de operação.

#### PRINCÍPIO

O sistema possui um compartimento onde é inserida uma fonte de nêutrons  $^{241}\text{Am-Be}$  que através de uma reação  $\alpha$  do amerício com berílio metal produz nêutrons de aproximadamente 2 MeV. A atividade da fonte é de 14,6 GBq (395 mCi). O bombardeio de partículas alfa sobre o berílio ocasiona a seguinte reação nuclear ( $\alpha$ , n).



A partir daí, ocorre a moderação dos nêutrons, provenientes da fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  que se chocam com as partículas hidrogenadas do polietileno, sofrendo espalhamento inelástico, ocorrendo perda de energia até que esta seja comparável com a energia do movimento térmico dos núcleos desses constituintes.

#### DESCRIÇÃO DO SISTEMA

O sistema é constituído de um cilindro de polietileno com 20 cm de diâmetro e aproximadamente 13 cm de altura. Na lateral do cilindro há um parafuso que dá acesso ao orifício onde a fonte deverá ser colocada, conforme figura 2.

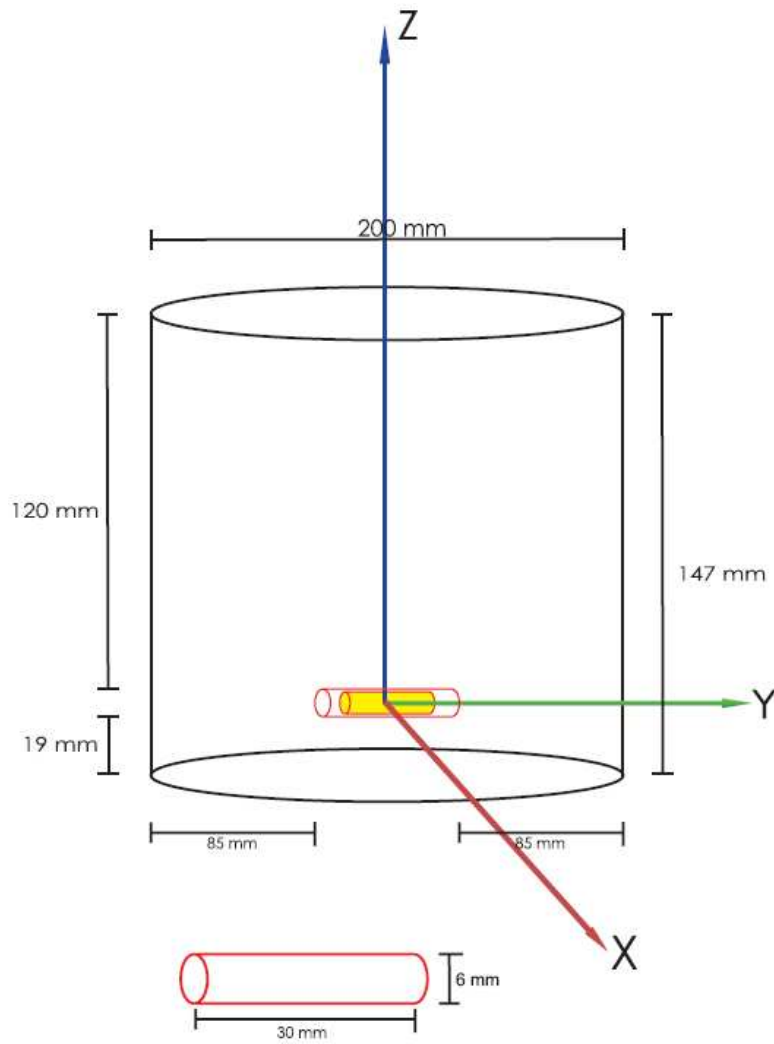


Figura 1 – Diagrama esquemático do sistema portátil

Após a fonte estar posicionada no sistema, o monitor de área deverá ser colocado sobre a base superior do sistema.



Figura 2 – Sistema portátil



Cada face tem a função de sensibilizar o instrumento nas duas taxas de equivalente de dose ambiente ( $H^*$ ), disponíveis.



Figura 3 – Sistema portátil com o monitor de área para nêutrons – Ludlum 12-4.

#### DESCRIÇÃO FUNCIONAL

- Procedimentos



- a) introduzir a fonte na cavidade do sistema, fechando-o com o parafuso;
- b) colocar o monitor de área sobre a face superior do sistema;
- c) Selecionar a faixa conforme a tabela 1;
- d) esperar o instrumento estabilizar e fazer 10 anotações dos valores dados, conforme instrumento de medição;
- e) Verificar se a média dos valores está coerente com a marca do instrumento e valores dados pela tabela1;
- f) Retirar o instrumento do sistema e girar o sistema, para que a face superior venha a ser a inferior;
- g) Colocar o monitor de área sobre esta face superior do sistema;
- h) Selecionar a faixa conforme a tabela 1;
- i) Esperar o instrumento estabilizar e fazer 10 anotações dos valores dados, conforme instrumento de medição;

j) Verificar se a média dos valores está coerente com a marca do instrumento e valores dados pela tabela1.

É aconselhável ter um histórico com as medições feitas pelo instrumento, quando sensibilizado pelo sistema.

- Operação

A tabela abaixo apresenta os valores esperados para a taxa de equivalente de dose ambiente, conforme o modelo utilizado.

Instrumento	Face do sistema	Taxa de equivalente de dose ambiente ( $\mu\text{Sv/h}$ )	Posicionamento
Ludlum 12-4	Menor	50	
	Maior	500	
Thermo Eberline FHT-762 (Swendi)	Menor	50	
	Maior	500	
Thermo Eberline FHT-752	Menor	80	
	Maior	800	

É importante ressaltar que para cada instrumento seja realizado um acompanhamento das medições utilizando o sistema. Uma medição com o sistema logo após a calibração pode ser utilizada como uma medida de referência.