

DESENVOLVIMENTO DE UM SISTEMA DE IRRADIAÇÃO COM NÊUTRONS
TÉRMICOS PARA A CALIBRAÇÃO DE MONITORES

Achilles Astuto

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

Orientadores: Ricardo Tadeu Lopes
Walsan Wagner Pereira

Rio de Janeiro

Maio de 2016

DESENVOLVIMENTO DE UM SISTEMA DE IRRADIAÇÃO COM NÊUTRONS
TÉRMICOS PARA A CALIBRAÇÃO DE MONITORES

Achilles Astuto

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

Examinada por:

Prof. Ricardo Tadeu Lopes, D.Sc.

Prof. Walsan Wagner Pereira, D.Sc.

Prof. Ademir Xavier da Silva, D.Sc.

Prof. Carlos José da Silva, D. Sc.

Prof. Claudio Carvalho Conti, D. Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ – BRASIL
MAIO DE 2016

Astuto, Achilles

Desenvolvimento de um sistema de irradiação com nêutrons térmicos para a calibração de monitores/ Achilles Astuto. – Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2016.

XV, 103 p.: il.; 29,7 cm.

Orientadores: Ricardo Tadeu Lopes

Walsan Wagner Pereira

Tese (doutorado) – UFRJ/ COPPE/ Programa de Engenharia Nuclear, 2016.

Referências Bibliográficas: p. 92 - 95

1. Calibração de monitores de área para nêutrons. 2. MCNPX. 3. Campos de nêutrons térmicos. I. Lopes, Ricardo Tadeu *et al* II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Programa de Engenharia Nuclear. III. Título.

AGRADECIMENTOS

A Deus, por ter iluminado meu caminho nesta jornada;

A minha Alice, pelo apoio e pela compreensão por todos os momentos que lhe foram privados em decorrência deste trabalho;

Aos meus familiares pelo constante apoio e incentivo durante todas as fases da minha vida;

Ao Dr. Ricardo Tadeu Lopes, pela orientação e pelo apoio;

Ao Dr. Walsan Wagner Pereira, pela co-orientação, pelo incentivo e todos os esclarecimentos ao longo do trabalho;

A Dra. Claudia Mauricio, pela ajuda inestimável na formatação e escrita do artigo;

Ao Dr. Carlos José da Silva (LNMRI/IRD), Dr. Claudio Conti (DIRAD/IRD) e ao técnico Ronaldo Lins da Silva (LNMRI/IRD), por gentilmente cederem os seus tempos nas análises de ativação;

Ao Instituto de Engenharia Nuclear - IEN/CNEN, em especial à Dra. Maria Inês, pela irradiação das folhas de ouro no reator Argonauta;

Ao Laboratório de Análise e Caracterização Química - LACQ - PUC - RIO, em especial à Dra. Cristiane Portella e ao técnico Jefferson Rodrigues pela presteza na análise elementar CNH da amostra de parafina;

Ao Laboratório de Nêutrons do LNMRI/IRD, em especial ao Dr. Evaldo Fonseca (auxílio na utilização do Cluster) e à Dra. Karla Patrão (revisão dos textos);

A Oficina Mecânica do IRD, em particular ao seu chefe, Sr. Adilson, pelo empenho na usinagem das peças utilizadas na confecção do sistema;

Ao Laboratório de Instrumentação Nuclear - LIN e sua oficina mecânica, ao Programa de Engenharia Nuclear - PEN/COPPE, aos seus professores e seu corpo de funcionários.

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

DESENVOLVIMENTO DE UM SISTEMA DE IRRADIAÇÃO COM NÊUTRONS TÉRMICOS PARA A CALIBRAÇÃO DE MONITORES

Achilles Astuto

Maio/2016

Orientadores: Ricardo Tadeu Lopes
Walsan Wagner Pereira

Departamento: Engenharia Nuclear

Devido ao crescimento da atividade de perfilagem do solo na prospecção de petróleo e de gás natural, a quantidade de monitores de área e dosímetros pessoais para nêutrons no Brasil vêm aumentando de forma significativa, gerando uma demanda crescente para sua calibração e por mecanismos que garantam o controle de seus parâmetros metrológicos.

O objetivo deste projeto de tese foi desenvolver um sistema de irradiação com nêutrons térmicos para a calibração de monitores individuais e de área, com a utilização de fontes radionuclídicas de nêutrons e materiais moderadores.

A metodologia deste trabalho foi dividida em duas etapas. Na primeira foi realizado um estudo simulado, utilizando-se o código MCNPX em diferentes disposições geométricas dos materiais moderadores e das fontes de neutrons. Nesta fase, foi avaliada a qualidade da fluência de nêutrons resultante em termos do espectro, razão de cádmio e razão gama-nêutron. Na segunda, o sistema foi montado com base nos resultados obtidos na simulação.

Foram realizadas medições com instrumentos de referência para validar o sistema, cujos resultados foram compatíveis com as simulações dentro das incertezas obtidas. Novas ferramentas foram desenvolvidas, tais como o filtro de polietileno, que irão auxiliar na implementação das rotinas de medições e calibração do sistema.

Os estudos e validações realizados neste trabalho foram compatíveis com as exigências metrológicas para utilização deste sistema como referência para o teste e calibração de monitores de área para nêutrons, com incertezas da ordem de 5%.

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

DEVELOPMENT OF A THERMAL NEUTRON IRRADIATION SYSTEM FOR MONITORS CALIBRATION

Achilles Astuto

May/2016

Advisors: Ricardo Tadeu Lopes
Walsan Wagner Pereira

Department: Nuclear Engineering

Due to the growing activity of soil profiling in exploration for oil and natural gas, the amount of area monitors and personal dosimeters for neutrons in Brazil have increased significantly. This growth generates an increasing demand for calibration of these instruments and mechanisms to ensure control of their metrological parameters.

The aim of this Thesis project was to develop an irradiation system with thermal neutrons to calibration area and individual monitors using neutron sources based on radionuclides and moderators materials.

The methodology of this study was divided into two steps. First, a study was simulated by using the MCNP code on different geometric arrangements of materials moderators and sources of neutrons. At this point, the quality of the resulting neutron fluence was evaluated in terms of the energy spectrum, the cadmium ratio and the gamma-neutron ratio. In the second step, the system was assembled based on the results obtained in the simulation.

Measurements were performed with standard equipment to validate the system and the results were consistent with the simulations within the achieved uncertainties. New tools have also been developed, such as the polyethylene filter that will assist the routine measurements implementation and system calibration.

The studies and validations performed in this study were consistent with the metrological requirements for use this system as a reference for neutron survey meters testing and calibration, with uncertainties around 5%.

Sumário

CAPÍTULO I	01
I – INTRODUÇÃO	01
I.1 – Considerações Gerais	01
I.2 – Motivação	02
I.3 – Objetivo	03
CAPÍTULO II	06
II – REVISÃO DA LITERATURA	06
CAPÍTULO III	18
III – FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA	18
III.1 – O Nêutron	18
III.1.1 – Interação do Nêutron com a Matéria	19
III.2 – Fontes de Nêutrons	20
III.2.1 – Aceleradores	20
III.2.2 – Reatores Nucleares	21
III.2.3 – Fontes Isotópicas	22
III.3 – Detecção de Nêutrons	25
III.3.1 – Detectores de Nêutrons	28
III.3.1.1 – Detectores a Gás para Nêutrons	28
III.3.1.2 - Detectores Cintiladores para Nêutrons	29
III.3.1.3 – Monitores de Área para Nêutrons	30
III.3.1.4 – Detectores de Ativação para Nêutrons	31
III.3.1.5 – Dosímetros Termoluminescentes para Nêutrons	34
III.3.2 - Espectrometria de nêutrons	36
III.3.2.1 – O Espectrômetro de bonner	36
III.3.3 – Técnicas de Ativação	38
III.4 – Simulação com o Código Computacional MCNPX	43
III.4.1 - Tipo de Grandeza a Ser Calculada na Simulação	44
III.4.2 - Determinação da Média, Variância e Desvio Padrão na Técnica de Monte Carlo e Estimativa do Erro	45
CAPÍTULO IV	47
IV– MATERIAIS E MÉTODOS	47
IV.1 - Materiais utilizados nas duas montagens	47

IV.1.1 - Obtenção dos Espectros	48
IV.1.2 - Equipamentos de Medição	50
IV.1.3 - Medições com Folhas de Ativação	51
IV.1.4 - Equipamentos para Simulação	53
IV.2 - Simulações (montagem 1)	54
IV.2.1 - Simulação dos Materiais	54
IV.2.2 - Medições nas Simulações	55
IV.2 - Simulações (montagem 2)	57
IV.2.1 - Simulação das Folhas de Ativação	59
IV.2.2 - Simulação do Monitor de Nêutrons WENDI	59
IV.2.3 - Simulação de Filtro de Polietileno	60
IV.2.4 - Simulação de fonte virtual para Inverso do Quadrado da Distância	61
IV.2.5 - Simulação do EMB nos Pontos	63
IV.4 - Metodologia	64
IV.4.1 - Emissão das Fontes	64
IV.4.2 - Medição das Folhas Ativadas	64
IV.4.3 - Obtenção dos Espectros	66
IV.4.4 - Filtro de Polietileno	66
IV.4.5 - Função Resposta do Monitor de Nêutrons	67
CAPÍTULO V	70
V – RESULTADOS OBTIDOS (Parte 1)	70
V.1 - Fontes Radioativas	74
V.1.1 - Medição na Câmara Central e ao Redor da Pilha	74
V.2 - Resultados Obtidos No Novo Sistema (parte 2)	77
V.2.1 - Medições na Câmara Central	78
V.2.2 - Medição nos Pontos Externos	81
V.2.2.1 - Função Resposta	81
V.2.3 - Lei do Inverso do Quadrado da Distância	83
V.2.4 - Filtro de Polietileno	85
V.2.5 - Espectros Obtidos	86
CAPÍTULO VI	88
VI – DISCUSSÕES E CONCLUSÕES	88
VI.1 - Discussões	88
VI.2 - Conclusões	89

VI.3 – Trabalhos Futuros	89
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	91
ANEXO 1 - Resultados da Análise Elementar CNH da amostra de PG feita na PUC - Rio	95
ANEXO 2 - Certificado de Calibração do Monitor WENDI	96
ANEXO 3 - Certificado de Calibração do Monitor NRD600	98
ANEXO 4 - Coeficientes de Conversão Recomendados pela ICRP 74 para Converter Fluxo de Nêutrons em Equivalente de Dose Ambiental	100
APÊNDICE 1 - Artigo Publicado na Revista "Radiation Protection Dosimetry" - Thermal Neutron Calibration Channel at LNMRI / IRD	101
APÊNDICE 2 - Artigo Aceito Para Publicação na Revista "Journal of Physics: Conference Series"	102

Índice de Figuras

Figura I.1 - Visão espacial da caixa após a retirada da madeira	03
Figura II.1 - Geometria do fluxo de nêutrons padrão do NBS	08
Figura II.2 - Visão esquemática da instalação UEPN-66	09
Figura II.3 - A instalação "УЭПТН" (UEPTN)	10
Figura II.4 - Fotografia da pilha de grafite para os campos de calibração de nêutrons térmicos: Existem dois pontos de calibração, # 1 e # 2, na frente de diferentes faces da pilha	11
Figura II.5 - Visão esquemática da Instalação Sigma (IRSN)	12
Figura II.6 - A instalação de nêutrons térmicos ENEA-IRP	13
Figura II.7 - Configuração da instalação de nêutrons térmicos do PTB. Em frente à janela de saída do moderador, um fantoma com água é mostrado na posição de referência	14
Figura II.8 - Diagrama esquemático (corte horizontal) da instalação de nêutrons térmicos do PTB	15
Figura II.9 - Visão esquemática da instalação padrão de fluxo de nêutrons térmicos do LN/LNMRI/IRD	16
Figura III.1 - Gerador de Nêutrons a Partir de íons de Deutério e Trício	21
Figura III.2 - Reator de Pesquisa Argonauta pertencente ao IEN/CNEN	22
Figura III.3 - Fonte isotópica de Nêutrons do LN/LNMRI/IRD, de ²⁴¹ Am-Be com 0,6 TBq (16 Ci)	22
Figura III.4 - Esquema de decaimento do ²⁴¹ Am. As intensidades relativas das partículas alfa e as emissões gama estão expressas em porcentagem ao lado dos valores das energias das radiações em MeV (L' Annunziata M. F., 2016)	23
Figura III.5 - Espectro da fonte de nêutrons ²⁴¹ Am-Be (α, n)	25
Figura III.6 - Seção de choque de espalhamento elástico de alguns moderadores em função da energia do nêutron incidente	26
Figura III.7 - Esquema simplificado de alguma das possíveis interações do nêutron com uma das esferas de bonner	37
Figura III.8 – Gráfico da atividade da folha após a irradiação	40
Figura IV.1 – Blocos de parafina e grafite sobre a mesa após a retirada dos blocos de concreto e da madeira	48
Figura IV.2 - Medições com o sistema EEB na instalação padrão	49
Figura IV.3 - Interface com o usuário do programa NEURALN	49

Figura IV.4 - Monitores de nêutrons e gama usados nas medições; WENDI- II (E), NRD600 (D) e FH40 G-L (abaixo).....	50
Figura IV.5 - Folhas de ativação de ¹⁹⁷ Au nua e coberta com cádmio e a folha de alumínio usada para o posicionamento durante a ativação	51
Figura IV.6 - Gaiola de alumínio usada na irradiação das folhas	53
Figura IV.7 – Visão da sala do Cluster do LMC/LN	54
Figura IV.8 - Esquema dos pontos de medição externos na sala da instalação, com corte em Z = 0, incluindo as paredes, mostrando o carregamento das fontes pela parte dos fundos	56
Figura IV.9 - Visão esquemática do novo sistema (montagem 2)	58
Figura IV.10 - Esquema dos novos pontos de medição externos na sala da instalação, com corte do sistema em Z = 0	58
Figura IV.11 - Vista da simulação das folhas de ouro nos planos XZ – esquerda (só aparece a folha de ouro coberta com cádmio e as folhas de alumínio) e no XY – direita (aparecem as duas envoltas com a fina camada de alumínio)	59
Figura IV.12 - Visão do WENDI simulado na posição frente 50 cm	60
Figura IV. 13 - Simulação do filtro de polietileno na boca do canal central (cor branca), com o monitor WENDI sendo simulado na posição frente 50 cm	61
Figura IV.14 - Lei do inverso do quadrado da distância (LIQD)	62
Figura IV.15 - Esquema dos pontos de medição ao longo do eixo longitudinal	63
Figura IV.16 - Simulação do EMB no sistema, sendo mostrada a esfera de 30,48 cm (12 polegadas) na posição frente 50 cm	64
Figura IV.17 - Folha de ouro posicionada no frasco de cintilador líquido por meio de uma garra que garantiu que a mesma ficasse na vertical ao ser imersa	65
Figura IV.18 - Filtro de polietileno com anel de alumínio para fixação, para ser instalado na boca do canal central	66
Figura IV.19 - Análise da dependência energética do detector Wendi-II	67
Figura IV.20 - Wendi simulado com o volume ativo em verde (célula 7004)	68
Figura V.1 – Modelo esquemático da posição do canal e da câmara central. Na esquerda podem ser observadas as quatro fontes equidistantes, os blocos de parafina (amarelo) e os de grafite (cinza). No da direita é mostrado um corte do canal e da câmara central e as fontes laterais (vermelhas)	70
Figura V.2 - Variação da razão de cádmio para vários materiais	71
Figura V.3 - Radiografia do tarugo de PG mais pesado e do mais leve	72
Figura V.4 - Seção transversal do tarugo de PG com a retirada do miolo	73
Figura V.5 - Espectro de energia dos nêutrons das fontes de ²⁴¹ Am-Be	75

Figura V.6 - Espectros de energia dos nêutrons obtidos na posição A, face da frente, com simulação (MCNPX - vinho) e com a EMB	76
Figura V.7 - Modelo esquemático da simulação do segundo sistema com a posição do canal e da câmara central. Na esquerda (corte em $Y = 0$) podem ser observadas as quatro fontes equidistantes, os blocos de parafina em amarelo e laranja e os de grafite (azul). No da direita (corte em $Z = 0$) é mostrado um corte do canal e da câmara central e as fontes laterais (vermelhas e azuis). Os de cor laranja correspondem aos cilindros com densidade menor que foram posicionados no centro dos tarugos ao longo do plano $Z = 0$	78
Figura V.8 - Curva de calibração para obtenção da função resposta do monitor WENDI	82
Figura V.9 - Gráfico obtido para determinação do valor de X em função do expoente da curva de tendência do MCNPX atingir o valor dois	84
Figura V.10 - Gráfico obtido nas séries de medições com e sem filtro numa faixa horizontal na distância de 50 cm da face	85
Figura V.11 - Espectros obtidos no ponto à 22,4 cm da face frontal do sistema	86
Figura V.12 - Espectros obtidos no ponto à 50 cm da face frontal do sistema	86
Figura V.13 - Espectros obtidos no ponto à 100 cm da face frontal do sistema	87

Lista de Símbolos e Abreviaturas

- a - Peso atômico do núcleo alvo;
- A(t) - Atividade de uma determinada amostra;
- A_∞ - Atividade de saturação (ou As);
- ASTM - American Society for Testing and Materials, EUA;
- BIPM – Bureau International des Poids et Mesures, França;
- C₀ - Contagem líquida (descontado o BG) obtida na espectrometria gama;
- CCRI - Comité Consultatif des Rayonnements Ionisants;
- CIEMAT – Centro de Investigaciones Energéticas Medioambientales y tecnológicas;
- CN – CIEMAT/NIST;
- CNH - Análise elementar química que indica a fração mássica de carbono, nitrogênio e hidrogênio existentes em uma amostra;
- cps – contagem por segundo;
- DIRAD - Laboratório de Radiometria, IRD;
- ε - Eficiência global do sistema de detecção por espectrometria γ;
- EMB - espectrômetro de multiesferas de bonner;
- ENEA - Agenzia Nazionale per le Nuove Tecnologie, l'energia e lo sviluppo economico sostenibile, Itália;
- Φ - Taxa de fluência de nêutrons;
- f - Fração isotópica;
- FRS - Facility of Radiation Standards pertencente ao JAERI;
- FR-WENDI - Função resposta do monitor de área WENDI;
- HPGE - Detector de germânio Hiperpuro;
- I - Probabilidade de emissão gama do isótopo formado;
- INPUT - Programa de entrada para o MCNPX;
- I_R - Integral de ressonância do ouro para nêutrons epitérmicos;
- IAEA - Agencia Internacional de Energia Atômica;
- ICRP - International Commission on Radiological Protection;
- IEN - Instituto de Engenharia Nuclear / CNEN;
- INMETRO – Instituto Nacional de Metrologia, Normalização e Qualidade Industrial;
- IOEs - Indivíduos Ocupacionalmente Expostos;
- IRD - Instituto de Radioproteção e Dosimetria, Brasil;
- IRSN - Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, França;
- ISO – International Organization for Standardization;
- JAEA - Japan Atomic Energy Agency;
- JAERI - Japan Atomic Energy Research Institute;

$K_{t\acute{e}rmino}$ - Perturbação que a folha causa no fluxo térmico devido à alta seção de choque do ouro;

KAERI - Instituto de Pesquisa de Energia Atômica, Coréia;

KRISS - Korea Research Institute of Standards and Science, Coréia;

LACQ - Laboratório de Análise e Caracterização Química - PUC - RIO;

λ - Constante de decaimento do radioisótopo formado;

LBE - Laboratório de Baixo Espalhamento do LN;

LET - Transferência linear de energia;

LN – Laboratório de Metrologia de Nêutrons, LNMRI/IRD, Brasil;

LIN - Laboratório de Instrumentação Nuclear - COPPE/UFRJ;

LIQD - "Lei do Inverso do Quadrado da Distância";

LMC - Laboratório de Métodos Computacionais do LN;

LNHB - Laboratoire National Henri Becquerel, França;

LNMRI – Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes, Brasil;

m - Massa da folha de ativação;

MCA – MultichannelAnalyzer;

MCNP – Monte Carlo N-Particle;

MCNPX – Monte Carlo N-Particle eXtended;

N_a - Número de Avogadro;

N_{alv} - Número de núcleos alvo;

NBS - National Bureau of Standards, hoje chamado NIST;

NEURALN - Código baseado em simulações de Monte Carlo e Redes Neurais para o desdobramento dos espectros obtidos;

NIST - National Institute of Standards and Technology, Estados Unidos da América;

NMI - National Metrological Institute;

NPL - National Physical Laboratory, Inglaterra;

NRD600 - Monitor de nêutrons comercial, fabricado pela Eberline;

OUTPUT - Programa de saída do MCNPX;

PG - Parafina com adição de grafite, material dos tarugos usados na construção do sistema;

PTB - Physikalisch-Technische Bundesanstalt, Alemanha;

R - Erro relativo no MCNP;

R - Resposta do WENDI simulado em partículas/nêutron;

RCd - Razão de cádmio;

Σ_{act} - Seção de choque media macroscópica de ativação;

SNRC – Soreq Nuclear Research Center;

$\bar{\sigma}_{act}$ - Seção de choque microscópica média do ouro na região de absorção do cádmio;

TALLY - Tipo de resposta desejada no MCNP (corresponde ao detector);

TEF - Taxa de Emissão da fonte SN480 em nêutrons/s;

TBq - TeraBequerel = 10^{12} Bq;

t_c - Tempo de contagem ($t_2 - t_1$) na espectrometria gama;

t_e - Tempo de espera, ou seja, o tempo decorrido entre o final da irradiação (t_0) e o início da contagem (t_1);

t_i - Tempo de irradiação;

TLD - Dosímetros Termoluminescentes;

V - Volume da folha de ouro;

VISED2 - Programa que permite a visualização da geometria projetada no MCNP;

VVC - Valores Verdadeiros Convencionais;

VNIIM - D. I. Mendeleev Institute for Metrology St. Petesburg, Rússia;

WENDI - Nome usual do monitor comercial WENDI-II (Wide Energy Neutron Detector), modelo FHT 762, fabricado pela ThermoElectron.

CAPÍTULO I

I – INTRODUÇÃO

I.1 – Considerações gerais

Os nêutrons estão presentes em várias áreas da atividade humana, tanto como uma radiação necessária ou como um subproduto indesejável. Desde que foi descoberto por Chadwick em 1932, nêutrons têm sido produzidos por meio da fissão ou fusão dos núcleos atômicos e também através de reações nucleares (Fix et al., 1996). Com o crescente desenvolvimento tecnológico nos últimos tempos, o potencial de exposição a este tipo de radiação vem aumentando significativamente.

Fontes de radiação neutrônica são empregadas principalmente em três áreas da atividade humana: médica, científica e industrial (Martins et al., 1995, Alberts et al., 1996). Na primeira, os nêutrons são usados em tratamento com nêutrons rápidos, em terapia por captura de nêutrons por boro e aparecem também como subproduto indesejável em feixes de elétrons e de fótons de alta energia provenientes de aceleradores lineares (Facure, 2006). No campo científico, os nêutrons estão presentes em estudos de fissão e fusão, na investigação de estrutura cristalina e molecular, na radiobiologia, na física nuclear básica e também na composição isotópica de diversos materiais, através de análise por ativação. Na industrial, destaca-se a geração de energia nuclear, a neutrongrafia, o uso de medidores industriais de processos e, principalmente, a perfilagem do solo na prospecção de petróleo.

Devido ao crescimento das atividades de prospecção de petróleo e de gás natural, onde a perfilagem do solo tem papel de destaque, o uso de fontes neutrônicas merece especial atenção devido ao número e intensidade dessas fontes. No território brasileiro, existem diversas empresas atuando em prospecção de poços de petróleo, utilizando fontes de nêutrons de $^{241}\text{Am-Be}$, com atividades que variam de 550 a 740GBq, para realização de ensaios de perfilagem de solo. Esta área concentra em torno de 60% de todas as fontes de nêutrons no país (Martins et al., 1995).

Em função desse crescimento e desse percentual de concentração, a demanda por monitores de área e dosímetros pessoais para nêutrons no Brasil vêm

umentando de forma significativa de modo a garantir a proteção radiológica adequada a todos os Indivíduos Ocupacionalmente Expostos (IOEs). Na medida em que aumenta a quantidade de instrumentos de medição da radiação, torna-se necessário que novos locais e novos mecanismos sejam criados para suprir a necessidade de calibração desses instrumentos com a garantia do controle de seus parâmetros metrológicos.

Dentro desse panorama, o Laboratório de Metrologia de Nêutrons - LN, pertencente ao Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes - LNMRI, órgão do Instituto de Radioproteção e Dosimetria - IRD da Comissão Nacional de Energia Nuclear - CNEN, no Rio de Janeiro, projetou uma instalação com fluxo de nêutrons térmicos para a padronização relativa na calibração de monitores de nêutrons e dosímetros individuais.

I.2 – Motivação

Apesar de haver uma recomendação da International Organization for Standardization - ISO (ISO-8529-1, 2001) para que a produção de campos de nêutrons térmicos seja feita com a utilização de um reator moderador ou de nêutrons produzidos por um acelerador, a calibração de monitores e dosímetros com a utilização de radioisótopos em um dispositivo térmico apropriado, torna-se extremamente vantajosa não só pela facilidade de operação, mas principalmente pela fluência de nêutrons perfeitamente estável. Em face dessas vantagens, vários laboratórios de metrologia ao redor do mundo têm procurado construir ou já construíram o seu próprio dispositivo.

Outra motivação para a construção do dispositivo estava na existência nas dependências do IRD de uma caixa forrada com madeira com dimensões de 1,8 x 1,8 x 1,8 m³, que a princípio foi utilizada com o mesmo propósito em um projeto executado há algumas décadas e descontinuado. Este projeto, após a retirada da madeira, era formado por um conjunto de blocos de concreto ao redor de uma plataforma de ferro. Sobre essa plataforma existiam vários tarugos de parafina impregnados com grafite e uma cobertura com tarugos de grafite. O sistema possuía três tarugos quadrados de grafite, dois que atravessavam lateralmente a caixa e um, central, que descia verticalmente até o centro da mesma, conforme a figura I.1.

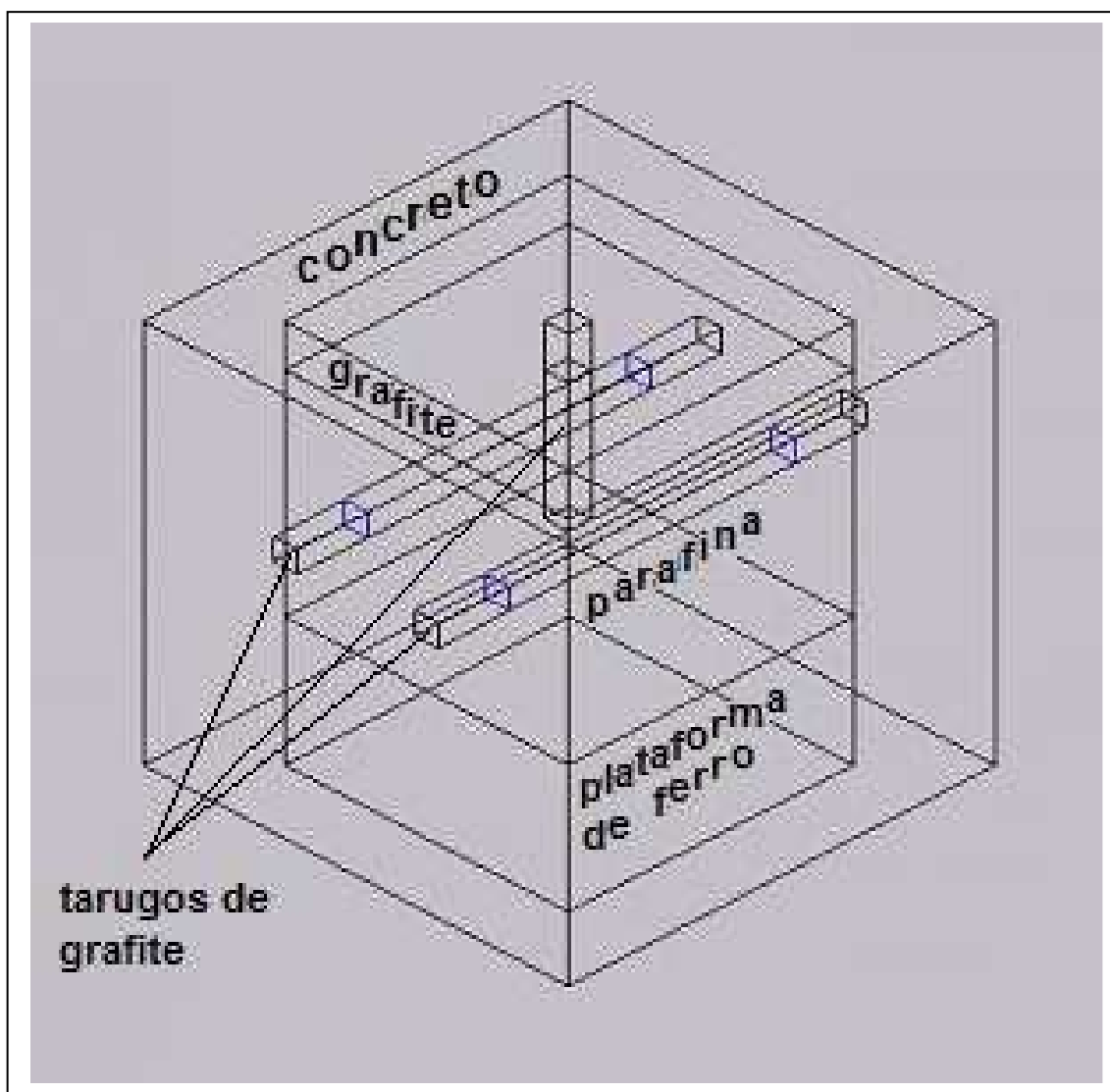


Figura I.1 – Visão espacial da caixa após a retirada da madeira.

I.3 – Objetivo

O objetivo deste projeto de tese foi o de desenvolver e construir um sistema de irradiação com nêutrons térmicos para a calibração de monitores individuais e de área, utilizando-se quatro fontes de Am-Be com atividade de 0,6 TBq (16 Ci) cada uma, moderadas por barras de um composto de parafina e grafite e por barras de grafite de alta pureza. A fluência de nêutrons no canal de irradiação do sistema deve ser metrologicamente adequada para a calibração de monitores e dosímetros para nêutrons, com vantagens significativas em relação a um reator nuclear tanto na obtenção, manutenção e estabilidade da fluência de nêutrons.

Foram realizadas duas montagens, sendo que a primeira foi descontinuada e a segunda construída a partir da primeira. Nas duas montagens, a metodologia deste trabalho foi dividida em dois objetivos específicos:

No primeiro, foi realizado um estudo simulado, utilizando-se o código MCNPX sobre diferentes disposições geométricas dos materiais moderadores e das fontes de nêutrons. Nesta fase, foi avaliada a qualidade da fluência de nêutrons resultante em termos do seu espectro, da razão de cádmio (RCd) e da razão gama-nêutron.

No segundo, o sistema foi montado com base nos resultados obtidos na simulação e foram feitas medições com instrumentos de referência disponíveis no Laboratório de Instrumentação Nuclear – LIN/COPPE/UFRJ e no Laboratório de Nêutrons – LN/LNMRI/IRD/CNEN. Estas medições tiveram o intuito de validar o sistema para uso e intercomparações com garantia de rastreabilidade ao Sistema Internacional de Unidades.

A apresentação e o desenvolvimento deste trabalho foram organizados da forma descrita a seguir:

No Capítulo II, foi realizada uma revisão dos trabalhos pesquisados e consultados e feito um breve relato sobre o desenvolvimento dos sistemas de nêutrons térmicos utilizados para calibração ao longo das últimas décadas e em diferentes centros de pesquisas com radiações ao redor do mundo, tipos de fontes radioativas e materiais utilizados.

No Capítulo III, foi realizada uma breve revisão sobre a interação dos nêutrons com a matéria, fontes de nêutrons, detecção e detectores de nêutrons, espectrometria com as esferas de bonner e o código de transporte de radiação MCNP.

No Capítulo IV, foram definidas as simulações, os materiais, instrumentação e métodos utilizados na caracterização do sistema de irradiação térmica proposto e os procedimentos utilizados na verificação experimental.

No Capítulo V, foram mostrados os resultados das simulações e os resultados experimentais obtidos e comparados com as simulações. Foram também apresentadas algumas ferramentas desenvolvidas para facilitar as futuras calibrações.

Finalmente, no Capítulo VI, foram mostradas as discussões e conclusões sobre os resultados experimentais e simulados e sugestões para trabalhos futuros.

Nos anexos existentes, foram colocados documentos relacionados aos resultados obtidos e à instrumentação utilizada e nos apêndices foram apresentados artigos gerados por este trabalho.

CAPÍTULO II

II – REVISÃO DA LITERATURA

Energia térmica de nêutrons é uma das energias recomendadas pela Organização Internacional de Normalização (ISO, 2001) para a determinação da resposta dos dispositivos de medição de nêutrons como função da energia e para intercomparação internacional das medições de fluência de nêutrons.

Instalações nucleares para calibração de nêutrons e técnicas para o seu monitoramento foram desenvolvidas a partir de meados do século 20 para apoiar a pesquisa e o desenvolvimento de energia nuclear. As áreas técnicas que necessitavam de campos de nêutrons de referência e instrumentos relacionados se desenvolveram realizando medições principalmente de seção de choque, proteção contra radiações, dosimetria e fissão em reatores. Como a faixa de energia dos nêutrons é muito grande (de milieletronsvolts a gigaelétron-volts), vários tipos de instalações de calibração de nêutrons e de técnicas de monitoramento são necessárias.

Para ser considerada uma instalação de referência de calibração de nêutrons é necessário que ela possua campos de nêutrons com direção conhecida e distribuição da fluência em energia para cada forma de radiação ionizante presente nesse campo, pelo menos no ponto de calibração. Segundo Gressier (Gressier et al, 2011), para que o campo ou as instalações sejam considerados de referência, é necessário que:

- (1) a taxa de fluência de nêutrons seja feita com base em um padrão nacional rastreado, geralmente através de um padrão de transferência como uma fonte de radionuclídeos ou um instrumento de transferência previamente acordado,
- (2) as quantidades dosimétricas sejam obtidas com a aplicação de coeficientes de conversão fluência-dose reconhecidos internacionalmente,
- (3) a técnica de medição usada para calibração de um dispositivo de medição de nêutrons seja regularmente aprovada, por exemplo, através de calibração do mesmo instrumento por vários laboratórios de calibração a nível nacional ou internacional, com, pelo menos, a participação de um Instituto Metrológico Nacional (NMI),

(4) o campo de nêutrons seja calibrado com uma frequência definida para garantir que o seu valor flutue fora dos limites da sua especificação inicial entre sucessivas calibrações.

Campos de Referência de nêutrons térmicos (nêutrons com energia abaixo de 0,5 eV) são produzidos pelo freiamento e termalização de nêutrons, originalmente com energia na faixa de megaeletronvolt, em um moderador construído a partir de um meio espalhador, com baixa absorção de nêutrons, tais como o grafite, água ou berílio. Esses nêutrons primários podem ser produzidos por fissão em reatores, por radionuclídeos em fontes de nêutrons ou por fontes de nêutrons partindo de um acelerador linear.

O espectro de energia resultante consiste em um pico térmico de nêutrons (aproximado por uma forma de Maxwell) abaixo de 0,5 eV, um componente epitérmico com uma forma aproximada de $1/E$ entre 0,5 eV e 1 keV e alguns nêutrons rápidos residuais. Campos de nêutrons de Referência maximizam a componente térmica, mantendo a taxa de fluência de nêutrons apropriada para a calibração de dispositivos de medição de nêutrons.

Uma análise da produção de campos de nêutrons térmicos e métodos de determinação da fluência de referência de nêutrons utilizando reatores foi recentemente publicada por Williams (Williams et al., 2011), indicando que durante as últimas décadas, o número de campos de calibração térmicos de referência diminuiu consideravelmente, bem como a maioria dos reatores de pesquisa que possuíam recursos de calibração de referência foram fechados ou pararam de fazer a calibração. Segundo Gressier (Gressier, V., 2014) em 2013, apenas uma instalação com metrologia plenamente estabelecida estava disponível para a calibração de grandes dispositivos com taxa de fluência térmica maior do que algumas centenas de nêutrons por centímetros quadrados por segundo: a instalação do National Physical Laboratory - NPL, no Reino Unido. Felizmente, várias instalações novas ou reconstruídas, estarão disponíveis nos próximos anos, sendo que duas vão usar reatores: BR1 na Bélgica (SCK / CEN) e JRR-3M no Japão (JAEA), sendo que esta depende de autorização da JAEA para funcionar novamente, pois está parada desde o terremoto de 2011. A maioria dos laboratórios de calibração ao redor do mundo, já possui ou está construindo uma pilha, com diversos tipos de materiais moderadores e fontes radioisotópicas de nêutrons para criar um campo de nêutrons térmicos para calibração, pela sua operação estável, fácil manuseio e baixo custo.

Um dos mais antigos artigos sobre o tema (De Juren et al., 1954), relata a construção e calibração do fluxo de nêutrons térmicos padrão do National Bureau of Standards (NBS), hoje chamado National Institute of Standards and Technology (NIST), concebido para proporcionar um fluxo Uniforme numa região adequada para a calibração absoluta de folhas, pequenos detectores de nêutrons, e dosímetros. A geometria que proporciona o fluxo térmico de nêutrons (fig. II.1), consiste de duas fontes de $^{226}\text{Ra-Be}$ (α, n), com 37 GBq cada uma, inseridas em cilindros de chumbo com diâmetro de 21,6 cm. São colocados 5 cm de parafina e 10 cm de grafite entre os cilindros de chumbo e a câmara central de exposição. No centro da câmara o fluxo de nêutron é quase isotrópico e, através de considerações de simetria, o gradiente de densidade de nêutrons pode ser considerado zero. É interessante observar que, a partir da publicação desse artigo, diversos laboratórios em todo o mundo construíram seus campos térmicos à sua semelhança.

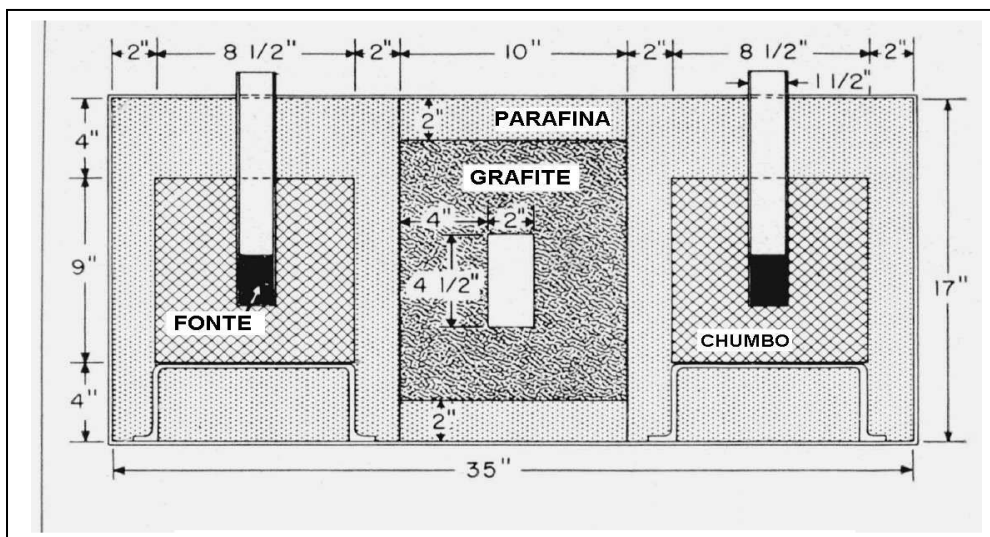


Figura II.1 - Geometria do fluxo de nêutrons padrão do NBS (De Juren et al., 1954)

Em 1969, no I. Mendeleev All-Union Scientific-Research Institute of Metrology, na antiga USSR, foi construída uma instalação padrão para densidade de fluxo térmico de nêutrons, chamada UEPN-66 (Yapitsyna et al, 1972). A instalação foi construída em forma de um cubo plástico com aresta de 690 mm, dentro do qual existe um cubo moderador de grafite de aresta de 180 mm com uma cavidade de trabalho no centro com diâmetro de 80 mm. Seis fontes de nêutrons de $\text{Pu-Be}(\alpha, n)$, com dimensões de 26 mm de diâmetro e altura de 40 mm, com um fluxo de nêutrons total 5×10^6 n/s estão arranjadas simetricamente ao longo das faces do cubo (figura II.2).

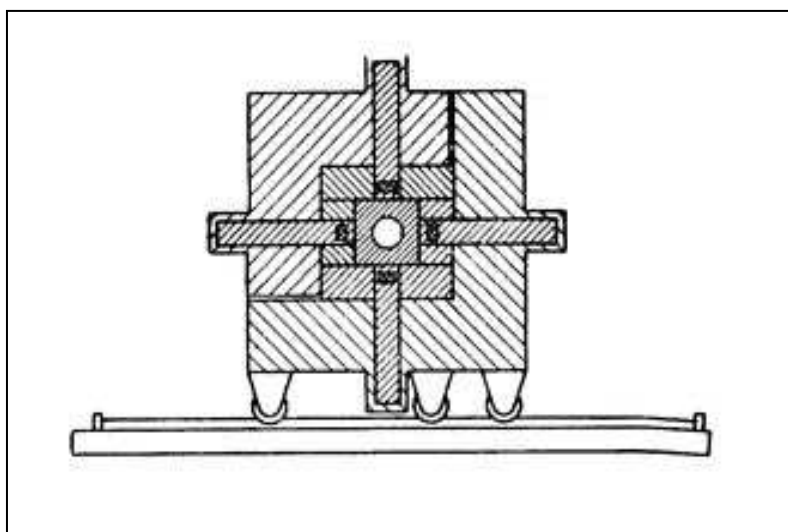


Figura II.2 - visão esquemática da instalação UEPN-66. (Yapitsyna et al, 1972)

Com a utilização de um sistema de rolamentos, as fontes podem ser movidas e a espessura do plástico e do grafite absorvedor alteradas. As duas seções do aparato podem ser separadas rapidamente e as fontes removidas imediatamente para a vizinhança do espaço de trabalho, garantindo uma gravação bem precisa do início e do fim da irradiação

Outra instalação na Rússia, o Laboratório de Medições de Radionuclídeos e de Nêutrons em VNIIM (São Petersburgo, Rússia) também possui instalações para medições precisas de fluxo de nêutrons e de medição da taxa de fluência de nêutrons (Moiseev, N., 2001). Dentre as instalações para essa medição, existe a instalação "УЭПТН" (UEPTN) que proporciona um campo padrão com taxa de fluência estacionária de nêutrons térmicos. Ela compreende um bloco de polietileno na forma de um cubo, com 330 mm nas extremidades, possuindo uma cavidade central com 120 mm e 6 canais que vão do centro até a borda. Este bloco é rodeado por um refletor composto de vidro orgânico, com placas de 180 mm de espessura. Seis fontes de $^{238}\text{Pu-Be}$ estão localizadas no canal a uma distância de 20 mm das bordas da cavidade central (figura II.3).

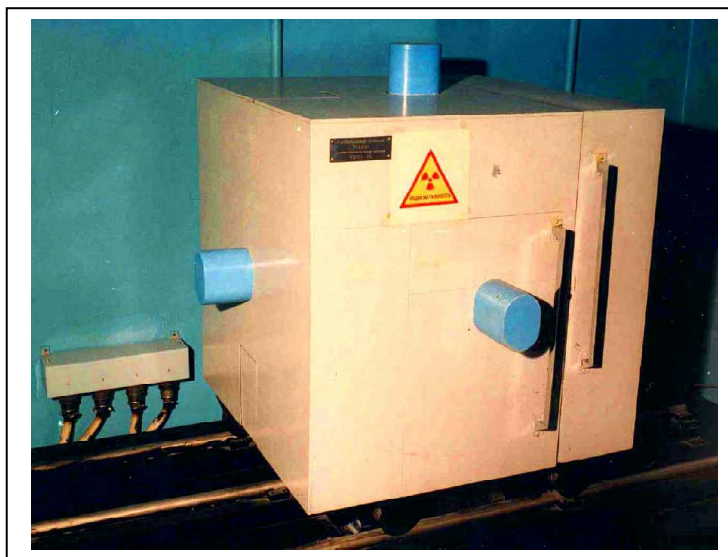


Figura II.3 - A instalação "УЭПТН" (UEPTN) (MOISEEV, N., 2001)

Campos de nêutrons térmicos foram estabelecidos no Japão na Facility of Radiation Standards (FRS) pertencente ao Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), usando nêutrons moderados a partir de uma pilha de grafite com uma fonte de nêutrons de ^{252}Cf no início dos anos 80. A pilha foi renovada devido à deterioração da fonte em 2003. A nova pilha de grafite (Yoshizawa M. et al, 2004) tem dimensões de 1,50 m (L) x 1,64m (P) x 1,50m (A). A fonte de nêutrons de ^{252}Cf (2GBq) é colocada no centro da pilha. Os campos de irradiação dentro de empilhamento utilizam uma cavidade (30 cm x 27 cm x 47 cm) situada no centro da pilha. Duas fontes de nêutrons, uma de $^{241}\text{Am-Be}$ (37 GBq) e outra de $^{239}\text{Pu-Be}$ (37 GBq) são colocadas simetricamente em ambos os lados da cavidade. Pode-se obter quatro posições simétricas das fontes para produzir as diferentes taxas de fluência térmica e razões de cádmio (RCd). Existem dois pontos de calibração, # 1 e # 2, na frente de duas faces diferentes da pilha como mostrado na Figura II.4. Os pontos de calibração são estabelecidos com distâncias de 40 cm de cada superfície e 75 cm do chão. As distâncias da fonte ^{252}Cf para os pontos de calibração # 1 e # 2, são 122 cm e 115 cm, respectivamente.

As taxas de fluxo de nêutrons e espectros entre os pontos, # 1 e # 2 são um pouco diferentes. Isto pode ser explicado pela mistura de nêutrons epitérmicos e rápidos com nêutrons térmicos, que podem afetar a calibração dos dosímetros, por isso é necessário que se faça uma avaliação cautelosa desses nêutrons. Os espectros de nêutrons nos pontos de calibração foram medidos com um sistema de espectrômetro de multiesferas de bonner (EMB) e calculados com o código MCNP-4C.



Figura II.4 - Fotografia da pilha de grafite para os campos de calibração de nêutrons térmicos: Existem dois pontos de calibração, # 1 e # 2, na frente de diferentes faces da pilha. (Yoshizawa M.et al, 2004)

Na França, a instalação SIGMA foi criada no Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, IRSN, para fornecer metrologia com nêutrons térmicos e dosimetria para fins práticos (Lacoste et al - 2004). SIGMA é composta por seis fontes radioativas de $^{241}\text{Am-Be}$, localizadas em um bloco de grafite moderador com $1,5 \times 1,5 \times 1,5 \text{ m}^3$. O campo de calibração de nêutrons numa posição à 50 cm da área oeste da instalação foi caracterizada experimentalmente e por simulações de Monte Carlo. A fluência térmica de nêutrons foi determinada pela ativação de folhas de ouro e a distribuição de energia da fluência de nêutrons desde as energias térmicas até 20 MeV foi medida com um espectrômetro de esferas de bonner. A simulação de Monte Carlo da instalação SIGMA foi realizada usando o código MCNP4C, bem como a distribuição de energia na fluência nêutrons calculada foi comparada com as medições. De uma maneira geral, os dados experimentais e o cálculo MCNP estão em um bom acordo.

Seis canais horizontais, de 40 mm de diâmetro cada, são usados para introduzir as fontes de nêutrons e são posicionados em forma hexagonal em torno do centro do bloco. Uma vez que as fontes são introduzidas, os canais cilíndricos são reenchidos com grafite. As fontes são colocadas na horizontal e o centro de cada uma delas está a 25 cm do centro do bloco de grafite (ver figura II.5).

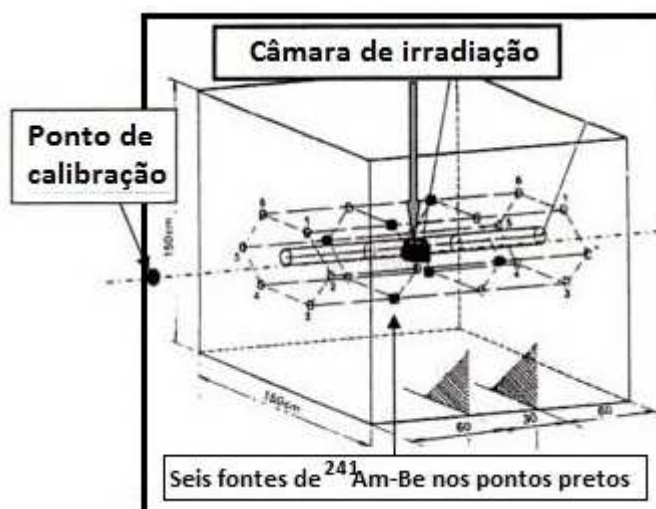


Figura II.5 - Visão esquemática da Instalação Sigma (IRSN) (Wagemans – 2002)

As seis fontes radioativas de $^{241}\text{Am-Be}$, cada uma com atividade de 0,6 TBq, são seladas em um recipiente cilíndrico de aço inoxidável de diâmetro externo 35 milímetros e altura de 70 mm. A taxa de emissão das fontes seladas foi medida utilizando o método de banho de manganês em 1968. Em 2004, a intensidade total das fontes era de $1,9071(0,0414) \times 10^8 \text{ n.s}^{-1}$ em 4π . Em 2006, as 6 fontes de $^{241}\text{Am-Be}$ foram removidas e trocadas por novas e o sistema teve que ser novamente calibrado.

Em Bologna, no Instituto de Proteção Radiológica, ENEA, foi construída uma instalação de irradiação de nêutrons térmicos (Gualdrini et al, 2004), que consiste em um cubo de polietileno com $1 \times 1 \times 1 \text{ m}^3$, contendo três fontes de $^{241}\text{Am-Be}$ com cerca de 185 GBq cada uma. O cubo contém três cavidades cilíndricas coaxiais com dimensões diferentes para calibração.

A taxa de fluência de nêutrons, no ponto médio da cavidade central de calibração é da ordem de $3 \times 10^4 \text{ cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$, 60% dos quais estão abaixo de 0,4 eV (térmico), 13% na faixa de 0,4 - 100 keV (epitérmico) e 27% na faixa de 100 keV - 20 MeV (rápido) (Figura II.6).

Devido às suas dimensões limitadas (no máximo 17 cm de diâmetro e comprimento de 20 cm), as cavidades não permitem a calibração dos dosímetros de nêutrons térmicos em termos de Equivalente de Dose Pessoal $H_p(10)$. Como, de acordo com a norma ISO, a calibração deve ser realizada com a utilização de um fantoma ISO com $30 \times 30 \times 15 \text{ cm}$, cheio de água, as instalações foram adaptadas para irradiação externa de dosímetros pessoais no fantoma padrão ISO. O maior

módulo foi removido a partir do conjunto para a obtenção de um canal térmico de seção 20 x 20 cm na saída, para que a irradiação possa ser executada.



Figura II.6 - A instalação de nêutrons térmicos ENEA-IRP, (Gualdrini et al, 2004)

Já no Instituto de Pesquisa de Energia Atômica, na Coréia (KAERI), foram construídos campos de calibração com nêutrons térmicos (Kim B. H. et al, 2009) usando uma pilha de grafite com dimensões de $1,5 \times 1,5 \times 1,5 \text{ m}^3$, com uma cavidade de $30 \times 30 \times 30 \text{ cm}^3$, que pode ser criada quando retira-se um tampão de grafite, e oito fontes de nêutrons de $^{241}\text{Am-Be}$ com 37GBq cada. A pilha possui quatro geometrias de montagem das fontes de nêutrons, através de 4 canais, que servem para se obter diferentes intensidades de irradiação nas posições de referência. Neste momento dois tipos de campos de calibração de nêutrons são classificados de acordo com a posição das fontes de nêutrons na pilha de grafite. Um deles está no lado de fora da pilha, e o outro está na cavidade no interior da pilha, sendo o primeiro, que está numa posição de referência para calibração a 50 cm da superfície do bloco de grafite, caracterizado

neste momento. Estes campos de nêutrons foram simulados utilizando o código MCNPX e quantificados experimentalmente utilizando o sistema de espectrometria de esferas de bonner de KAERI. Os nêutrons de baixa energia, abaixo da energia de corte do Cd, de 0,5 eV, foram 68,6 e 95,9% do total de fluência de nêutrons, respectivamente. As taxas de equivalente de dose ambiente, $H^*(10)$, foram de 30,6 e 167 $mSv.h^{-1}$, e as taxas de equivalente de dose pessoal, $H_p(10)$, foram de 31,7 e 174 $mSv.h^{-1}$.

Na Alemanha, o Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB) funcionou por quase 10 anos em uma instalação no reator de pesquisa GKSS, para irradiações com nêutrons térmicos. Após o seu fechamento em 2008, a Alemanha ficou sem nenhuma instalação para esse tipo de calibração. Nos últimos anos uma nova instalação dentro do PTB está sendo construída (Luszik-Bhadra et al, 2014) sendo composta por 16 fontes de $^{241}Am-Be$ montadas em um bloco de grafite com 1,5 m de largura, 1,5 m de altura e 1,8 m de profundidade (figura II.7).



Figura II.7 - Configuração da instalação de nêutrons térmicos do PTB. Em frente à janela de saída do moderador, um fantoma com água é mostrado na posição de referência. (Luszik-Bhadra et al, 2014)

As fontes são distribuídas em oito posições diferentes, em profundidades de 1,15, 1,25 e 1,35 m da face frontal do bloco de grafite. Duas fontes foram inseridas em cada um dos oito poços (ver Figura II.8), em locais distantes 65 e 85 cm, respectivamente, do solo. Além do grafite, existem blindagens de polietileno e de

concreto, bem como a terra do solo (o conjunto está localizado no porão), que contribuem para a moderação dos nêutrons.

Na posição de referência, situada a 30 cm da frente do dispositivo moderador e 75 cm do chão, o campo de nêutrons foi caracterizado usando cálculos, medições com esfera de bonner e por ativação de folhas de ouro. O campo é altamente térmico: 99% em termos de fluência, que é bastante homogênea dentro de uma área de 20 x 20 cm, mas o valor absoluto da taxa de fluência de nêutrons térmicos é pequeno e produz uma taxa equivalente de dose ambiente de $3 \mu\text{Sv h}^{-1}$.

Para reduzir a radiação espalhada produzida por nêutrons térmicos dentro do quarto e para colimar o feixe, as partes superiores e frontais do bloco de grafite são cercadas por blindagens de plástico com boro. Outra placa de plástico com boro foi montada sobre a parede oposta, com o objetivo de reduzir os nêutrons retro-espalhados. A janela de saída do moderador não é protegida por plástico à base de boro, e compreende uma área central de $50 \times 50 \text{ cm}^2$ na frente do moderador, onde uma blindagem de chumbo, de 4 mm de espessura, foi instalada para reduzir a radiação produzida por fótons de baixa energia.

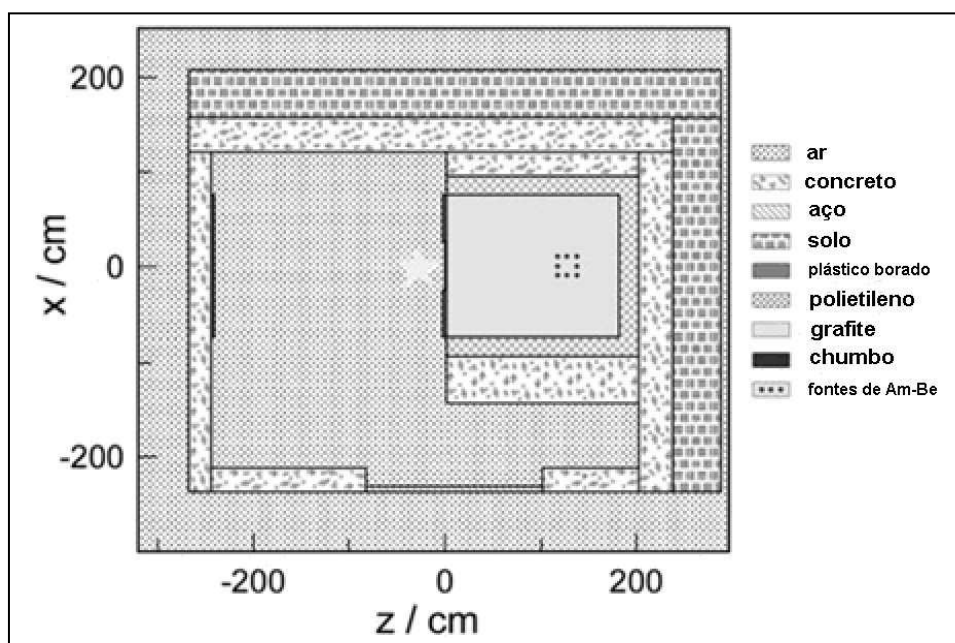


Figura II.8 - Diagrama esquemático (corte horizontal) da instalação de nêutrons térmicos do PTB. (Luszk-Bhadra et al, 2014)

Finalmente, no Brasil, está sendo implementada uma instalação padrão de fluxo de nêutrons térmicos, no Laboratório de Nêutrons do Laboratório Nacional de

Metrologia das Radiações Ionizantes (LN/LNMRI/IRD), no Rio de Janeiro, para proporcionar fluência de nêutrons uniforme, para calibração de pequenos detectores de nêutrons e dosímetros individuais (Astuto, A. et al., 2014). Esta fluência é obtida por 4 fontes de $^{241}\text{Am-Be}$, dentro de uma pilha construída com blocos de parafina com adição de grafite e blocos de grafite com elevado grau de pureza (ver figura II.9). Ele substituiu um primeiro sistema, construído em um paralelogramo de grafite e cera de parafina com um canal fluência de nêutrons de $5 \times 10 \text{ cm}^2$ e duas fontes de $^{241}\text{Am-Be}$ com 185 GBq cada.

A instalação atual foi construída na forma de um cubo com $1,2 \times 1,2 \times 1,2 \text{ m}^3$ sobre uma plataforma de aço distante cerca de 50 cm do chão. Uma câmara central com $10 \times 10 \times 10 \text{ cm}^3$, situada no centro da pilha, é conectada ao exterior através de um canal ($10 \times 10 \times 55 \text{ cm}^3$). Foram utilizadas 4 fontes de $^{241}\text{Am-Be}$, cada uma com 596 GBq, para se obter um campo central com uma fluência de nêutrons térmicos homogênea para fins de calibração.

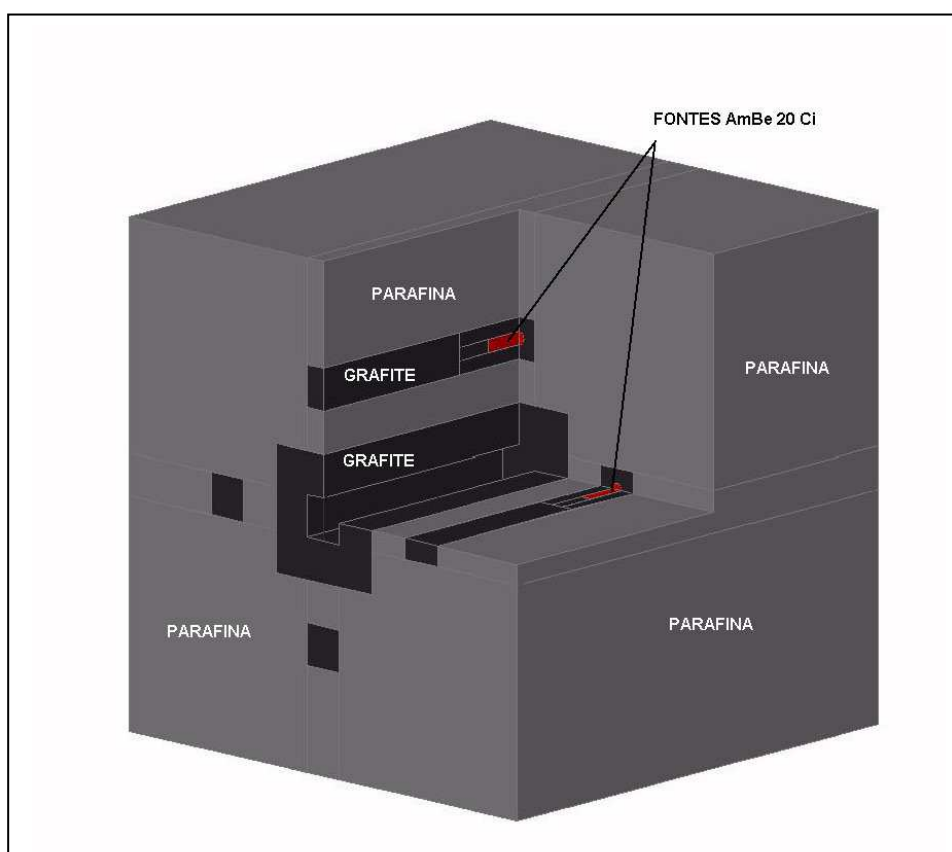


Figura II.9 - Visão esquemática da instalação do LNMRI/IRD/CNEN

Simulações utilizando o código MCNPX e medições experimentais foram executadas para caracterizar a taxa de fluência de nêutrons ao longo do canal central e em pontos equidistantes de cada face ao redor do cubo.

O projeto e a construção deste sistema bem como as alterações que foram feitas devido à problemas encontrados na composição da parafina, serão mostrados neste trabalho.

CAPÍTULO III

III – FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA

III.1 – O Nêutron

O estudo do nêutron começou em 1932, quando o físico James Chadwick realizou um experimento com partículas alfa, provenientes de um elemento radioativo, que se chocavam com um alvo de berílio. Nessa experiência, ele verificou que ocorria a emissão de partículas que não possuíam carga elétrica, mas que em contato com materiais como a parafina, conseguia arrancar prótons. A essa partícula desprovida de carga elétrica deu-se o nome de NEUTRON.

O Nêutron é uma partícula bastante diferente das demais, pois mesmo sendo tão abundante quanto o próton na natureza, ele interage com a matéria de maneira muito peculiar e bem diferente das outras radiações conhecidas.

Ele possui massa semelhante ao próton e só é estável quando está ligado a um núcleo, quando livre, tem meia-vida de 10,4 minutos, decaindo em um próton, um elétron e um antineutrino (<http://atom.kaeri.re.kr/ton/>, 2013).

A probabilidade de ocorrência das diversas formas de interações com a matéria e o amplo intervalo de energia atribuído aos nêutrons, faz com que eles sejam classificados por meio de faixas de energia. A classificação mais convencional divide os nêutrons em três faixas de energia: de 0,0001 a 0,5 eV, de nêutrons térmicos; entre 0,5 eV e 100 keV, de nêutrons epitérmicos; e acima de 100 keV, de nêutrons rápidos, entretanto, alguns autores costumam variar ligeiramente os valores das faixas conforme o estudo realizado. A classificação nêutrons térmicos é devida ao seu equilíbrio térmico com o meio, sendo que a sua distribuição de energia pode ser aproximada a uma distribuição de Maxwell-Boltzmann. Os nêutrons epitérmicos, geralmente, resultam da colisão dos nêutrons rápidos com materiais de baixo número atômico e a sua distribuição é proporcional ao inverso da velocidade (Zamboni, C. B., 2007).

Os nêutrons epitérmicos e rápidos estão em faixas de energia onde ocorre a maior parte dos processos de interação com um núcleo alvo.

A probabilidade de ocorrer uma interação entre o nêutron incidente e o núcleo alvo é chamada seção de choque, quanto maior for a seção de choque maior será a probabilidade de ocorrência de uma reação. Ela pode ser dividida em seção de choque para absorção e para espalhamento, sendo que o seu valor absoluto é chamado de seção de choque total. A unidade de seção de choque é o *barn* (b), uma medida que corresponde à $1 \times 10^{-24} \text{ cm}^2$ e está relacionada com a área aparente que um núcleo apresenta para que ocorra uma dada interação. O valor absoluto da seção de choque para nêutrons depende da energia do nêutron incidente e das propriedades do núcleo alvo, o seu valor é maior para materiais com baixo número atômico como, por exemplo, os materiais hidrogenados.

III.1.1 – Interação do nêutron com a matéria

Devido à ausência de carga elétrica, a interação dos nêutrons com a matéria ocorre em um processo diferente ao das partículas carregadas e da radiação eletromagnética, sua interação se dá por meio de reações nucleares. A ausência de carga nos nêutrons faz com que a interação do nêutron com os campos elétricos atômicos seja desprezível, sendo assim a interação ocorre diretamente com os núcleos. E, ao contrário da radiação gama, as radiações secundárias são freqüentemente núcleos de recuo com alto poder de ionização, principalmente para materiais hidrogenados.

Os processos de interação dos nêutrons com a matéria são: espalhamento elástico, espalhamento inelástico, reações por absorção e reações de fissão. Essas interações dependem da energia cinética do nêutron incidente e da seção de choque do material com que ele interage. No espalhamento elástico ocorre a conservação da energia cinética do nêutron incidente e o núcleo alvo permanece estável porque não sofreu alterações na sua estrutura nuclear. Já no processo do espalhamento inelástico o nêutron incidente é absorvido pelo núcleo alvo, deixando o núcleo alvo instável o suficiente para que ele emita um nêutron com energia diferente do nêutron incidente. Se com essa emissão o núcleo ainda estiver instável, o excesso de energia é liberado com a emissão de radiação gama (Lamarsh, 1983).

Nas reações de absorção o núcleo energeticamente excitado, composto pelo nêutron incidente e o núcleo alvo, atinge a estabilidade pela emissão de um ou mais fótons ou partículas. As reações de absorção são divididas em função da energia do nêutron incidente e do produto final: captura radioativa quando os nêutrons incidentes são térmicos resultando em reações do tipo (n, gama); partícula carregada para nêutrons rápidos em reações do tipo (n, p) e (n, α); nêutrons de alta energia para reações do tipo (n, 2n) e (n, 3n) (Leite, 2010). A captura radioativa desempenha um papel importante na atenuação ou blindagem de nêutrons e é muito útil nas detecções indiretas de nêutrons baseadas em folhas de ativação, porém, as reações que geram partículas carregadas são mais úteis para a detecção do nêutron.

Na interação dos nêutrons com o tecido humano, as colisões elásticas dos nêutrons com os núcleos de hidrogênio, abundantes no tecido humano, produzem prótons de recuo. Da mesma forma, quando ocorrem colisões elásticas com os núcleos mais pesados, como o carbono e o oxigênio também presentes no corpo humano, estas produzem também prótons de recuo. A massa dos prótons e dos outros núcleos de recuo sempre são maiores que a dos elétrons, com isso eles sempre irão gerar mais ionizações, resultando em maiores danos ao tecido.

III.2 – Fontes de nêutrons

As fontes de nêutrons são naturalmente separadas em três grupos, a saber: os aceleradores de partículas, os reatores nucleares e as fontes isotópicas, cada um possuindo vantagens e desvantagens na sua produção;

III.2.1 – Aceleradores

Os aceleradores de partículas são equipamentos que fornecem energia a feixes de partículas subatômicas eletricamente carregadas e produzem nêutrons a partir de reações nucleares que ocorrem após a colisão dessa partícula acelerada (próton, deutério, alfa ou gama) com um núcleo alvo leve (figura III.1). Exemplos destes núcleos são o deutério, o trítio, o lítio ou berílio; resultando em um núcleo composto e instável que dá origem à emissão de nêutrons. A intensidade do fluxo alcançada pode ser de 10^7 a 10^{10} n.cm⁻².s⁻¹. A seguir são mostrados alguns exemplos de reações possíveis nas equações III.1 a III.3:

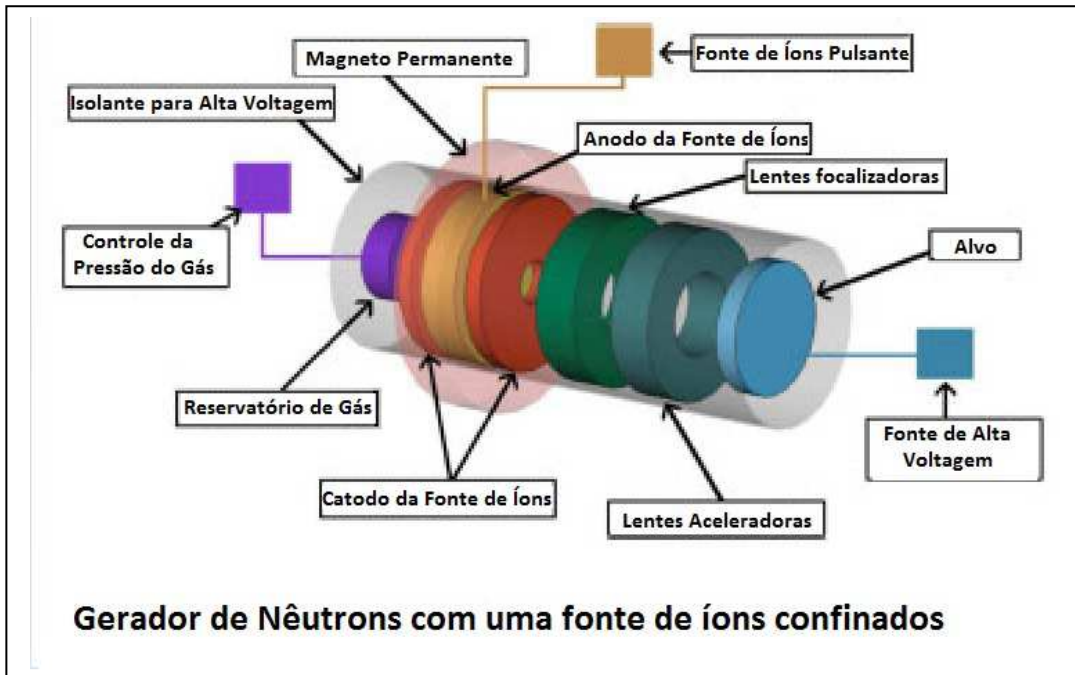
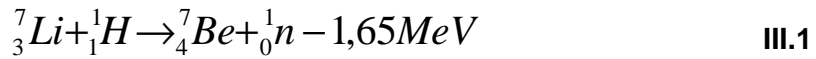


Figura III.1 - Gerador de Nêutrons a Partir de Íons de Deutério e Trício.

III.2.2 – Reatores nucleares

Os reatores nucleares são dispositivos que produzem nêutrons em grande quantidade, devido às reações nucleares em cadeia ocasionadas pela fissão de núcleos pesados presentes em seu combustível, gerando uma média de 2 a 3 nêutrons por fissão (ver figura III.2). Estes reatores, da mesma forma que os aceleradores, dão origem a nêutrons de alta energia (cerca de 2 MeV), mas devido a grande quantidade de material termalizante em seu interior, eles perdem rapidamente sua energia, passando a apresentar um espectro térmico. A vantagem de sua utilização está na alta taxa de fluência de nêutrons obtida, pois a grande intensidade de nêutrons no interior do canal de irradiação do reator (de 10^{10} a 10^{13} $\text{n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$) permite a obtenção de um feixe bem colimado na saída do canal da ordem de 10^4 a 10^9 $\text{n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$.



Figura III.2 - Reator de Pesquisa Argonauta pertencente ao IEN/CNEN.

III.2.3 – Fontes isotópicas

As fontes radioisotópicas de nêutrons são atrativas quanto a facilidade de operação e também em relação à portabilidade (podem ser levadas ao campo). Essas fontes são importantes por garantirem um fluxo constante e na sua maioria apresentar uma meia-vida bastante longa (figura III.3). Apesar dessas vantagens, elas não conseguem atingir a intensidade dos aceleradores e dos reatores nucleares.



Figura III.3 - Fonte isotópica de Nêutrons do LN/LNMRI/IRD, de $^{241}\text{Am-Be}$ com 0,6 TBq (16 Ci)

Estas fontes são oriundas de elementos químicos transurânicos que decaem por fissão espontânea (ex: ^{252}Cf), e as baseadas na reação nuclear do tipo (α, n) como as fontes de $^{241}\text{Am-Be}$ utilizadas no sistema. Neste caso, ocorre uma mistura homogênea de um radioisótopo alfa emissor e um elemento alvo de baixo número atômico.

O Amerício-241 é um radionuclídeo emissor de partículas alfa com energias de aproximadamente 5,4 MeV. O esquema de decaimento do ^{241}Am é mostrado na figura III.4.

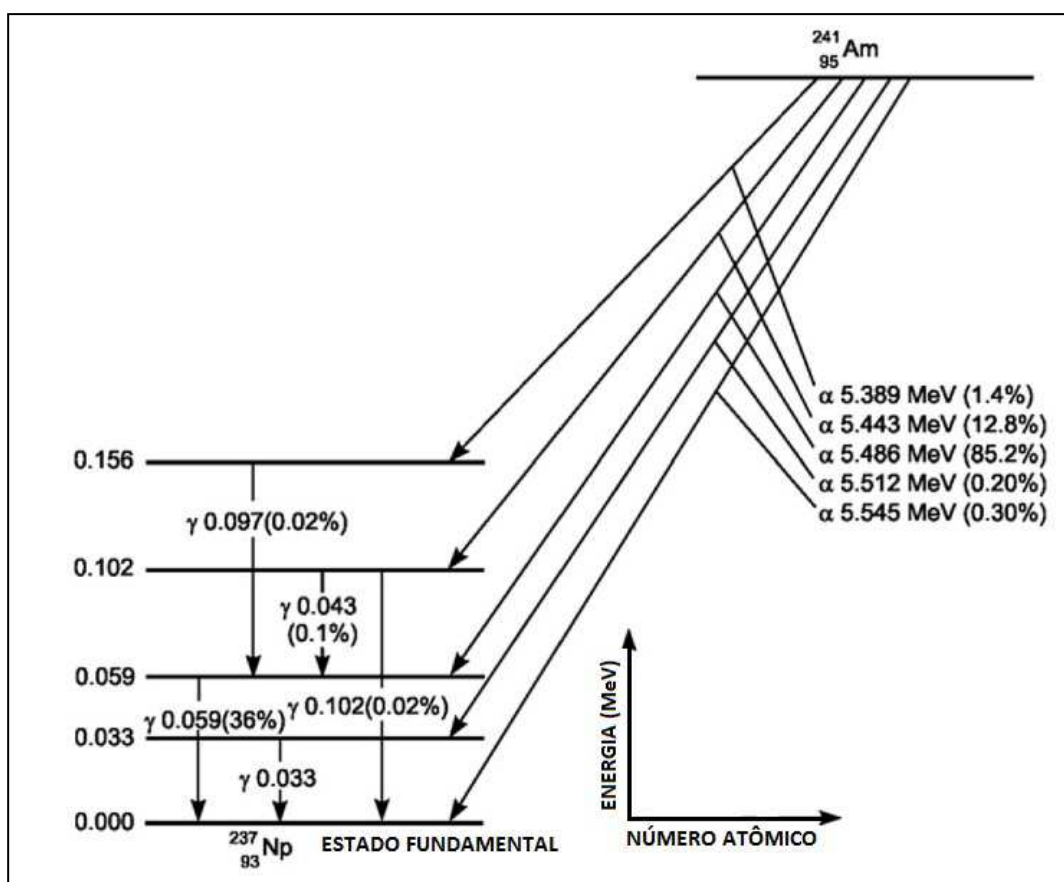
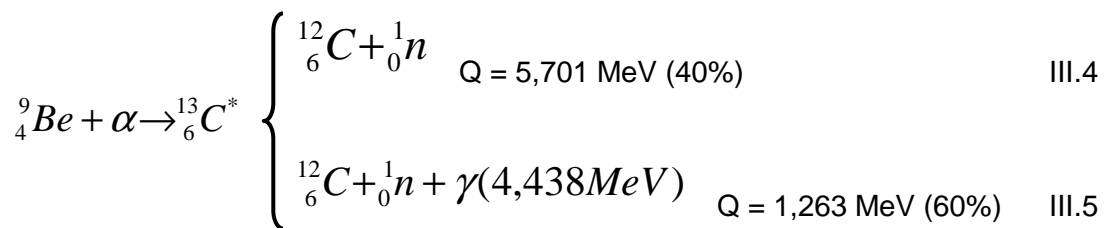


Figura III.4 - Esquema de decaimento do ^{241}Am . As intensidades relativas das partículas alfa e as emissões gama estão expressas em porcentagem ao lado dos valores das energias das radiações em MeV (L' Annunziata M. F., 2016)

O berílio (Be), é um dos elementos mais utilizados como material alvo em fontes de nêutrons devido a alta produção de nêutrons e energia liberada na reação ($Q = 5,701 \text{ MeV}$).

A partícula alfa ao colidir com o núcleo de berílio produz o núcleo instável de carbono -13, que decai emitindo um nêutron conforme o esquema abaixo:



Os nêutrons produzidos nesta reação possuem um espectro contínuo de energia que varia aproximadamente entre 100 keV e pouco mais de 10 MeV, sendo a energia média em torno de 4 MeV (Zamboni C. B., 2007). Alguns exemplos de fontes radioisotópicas com suas características são mostrados na tabela III.1

Tabela III.1 – Fontes Radioisotópicas de Nêutrons (Martin J. E., 2006)

Fonte	Reação	Faixa de Energia	E _{Média} (MeV)
²⁴¹ Am-Be	(α, n)	0 – 10 MeV	4,5
¹²⁴ Sb-Be	(Y,n)	Monoenergética	0,024
²⁴ Na-D ₂ O	(Y,n)	Monoenergética	0,22
²⁴ Na-Be	(Y,n)	Monoenergética	0,83
Fissão	(n,f)	0 – 8 MeV	2
²²⁶ Ra-Be	(α, n)	0 – 8 MeV	5
²³⁹ Pu-Be	(α, n)	0 – 8 MeV	4,5
²⁵² Cf	Fissão	0 – 10 MeV	2,3
² h- ² h(D-D)	(d,n)	Monoenergética	3,24
² h- ³ h(D-T)	(d,n)	Monoenergética	14,1

As fontes isotópicas de ²⁴¹Am-Be, ²⁴¹Am-B e ²⁵²Cf possuem espectros de referência listados na International Organization for Standardization (ISO), e definidos como referência em um meio moderador com água pesada. Esses espectros são utilizados em comparações do comportamento de monitores em função de suas energias (figura III.5).

A fonte isotópica de nêutrons que utiliza o conjunto plutônio - berílio (²³⁹Pu-Be), é também muito utilizada, porém, seu espectro não possui referência na ISO, mas pode ser encontrado no documento TRS n° 403 da IAEA (TRS, 2001).

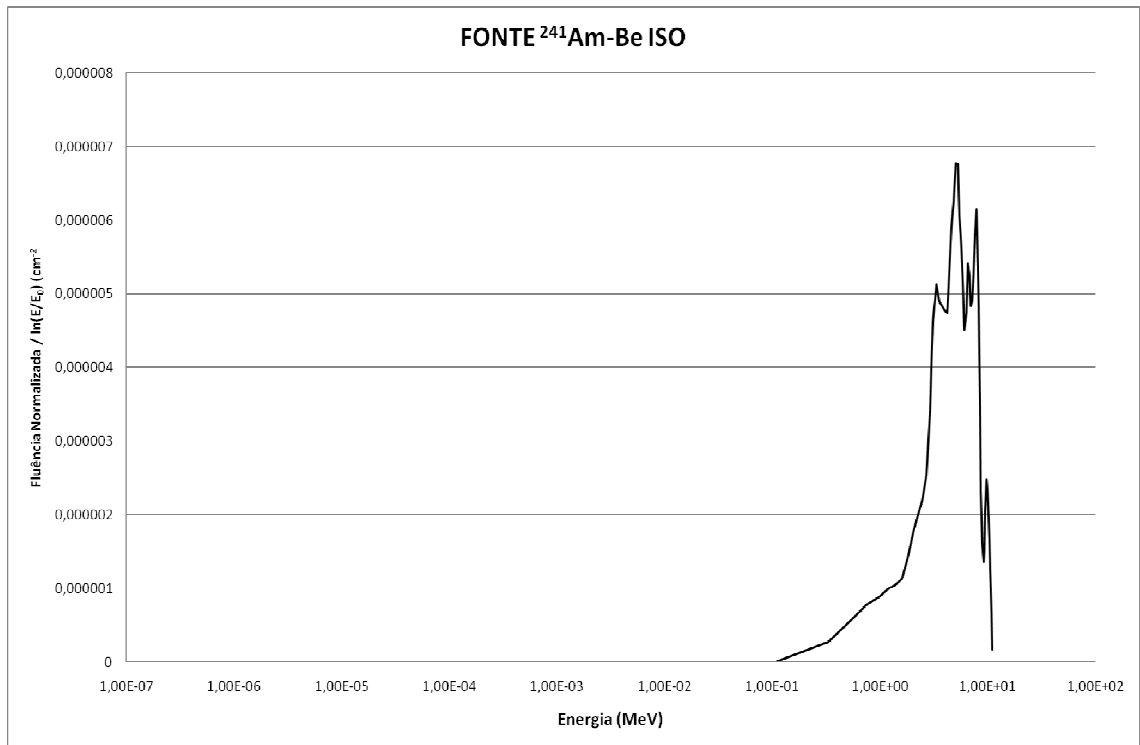


Figura III.5 - Espectro da fonte de nêutrons $^{241}\text{Am-Be}$ (α, n). (ISO)

III.3 – Detecção de nêutrons

Como já foi dito antes, os nêutrons são partículas bastante peculiares em função da sua quase insensibilidade a campos eletromagnéticos (Zamboni C. B., 2007). A detecção de nêutrons não é trivial devido à ausência de carga e, por esse motivo, sua detecção não pode ser feita de forma direta. Seu processo de detecção está ligado a efeitos secundários resultantes de sua interação com os núcleos, cujos mecanismos mais usuais são os seguintes (Kaplan I., 1978):

- a) Absorção de um nêutron com a conseqüente fissão do núcleo composto resultante;
- b) Absorção de um nêutron com a formação de um núcleo 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, tal como um núcleo de hidrogênio (próton), de modo que o núcleo leve é o que recua e produz a ionização.

Partindo do princípio de que a detecção dos nêutrons é feita de maneira indireta, é necessário que sejam utilizados materiais moderadores. Como as fontes de nêutrons também geram radiações gama, que podem interferir na medição, é importante que o detector seja capaz de discriminar a presença dessa radiação quando for o caso.

Uma parte significativa dos moderadores é feita de polietileno de alta densidade. O polietileno possui excelentes qualidades físicas devido à sua robustez, e, por ter na sua constituição uma grande parcela de hidrogênio, é muito usado como moderador gerando prótons de recuo. Devido à função de termalizar os nêutrons rápidos incidentes através da perda de energia por choques elásticos, a probabilidade de interação neste caso é mais favorável para núcleos leves (Fernández *et al.*, 1996).

O moderador geralmente é um material com grande capacidade de frear os nêutrons incidentes. Na figura III.6 é apresentada a seção de choque de espalhamento de dois elementos moderadores: Carbono e hidrogênio.

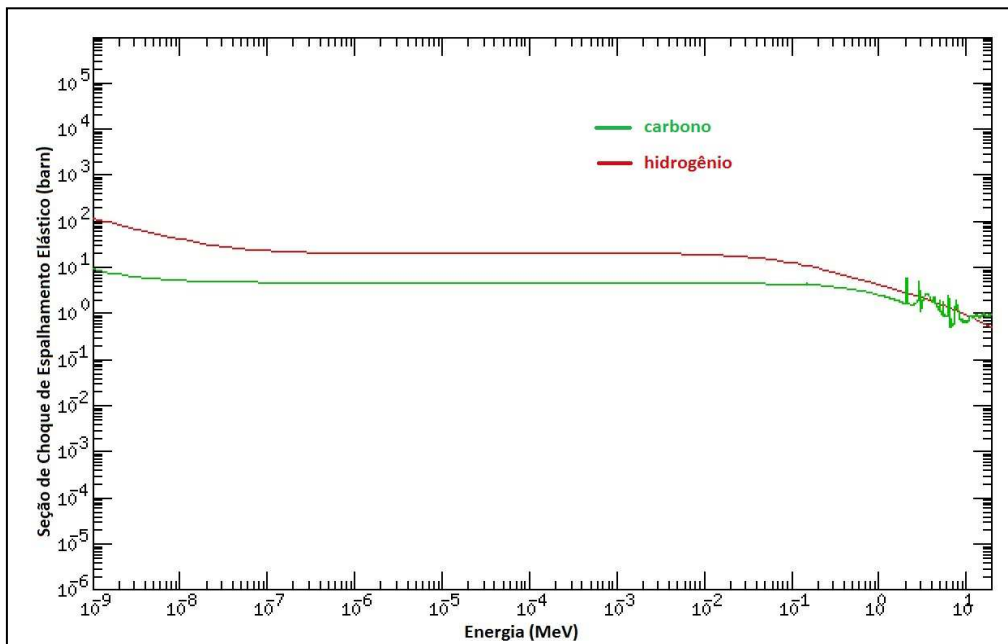
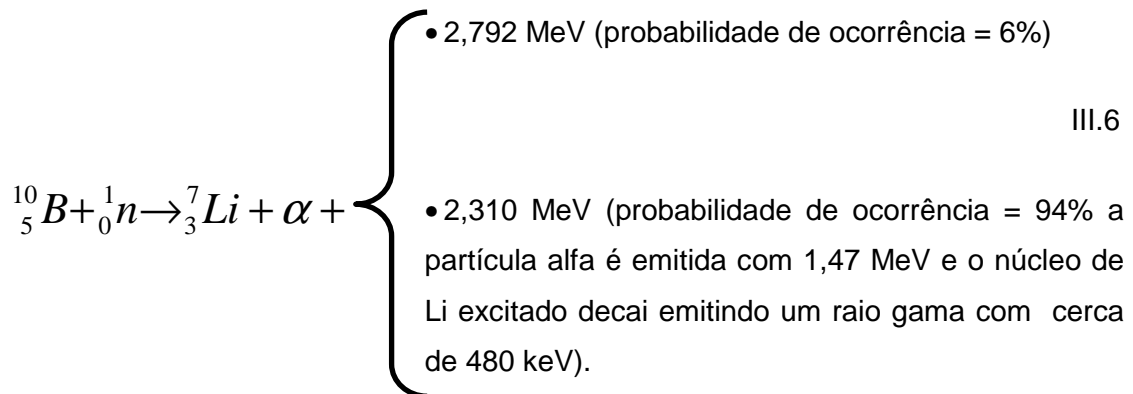


Figura III.6 - Seção de choque de espalhamento elástico de alguns moderadores em função da energia do nêutron incidente (<http://atom.kaeri.re.kr:8080/cgi-bin/endfform.pl>).

Dentre os materiais absorvedores mais utilizados na detecção de nêutrons térmicos, podem ser citados:

a) Boro-10 (^{10}B): utilizado em vários detectores, principalmente os detectores a gás do tipo BF_3 e os detectores com paredes revestidas com boro. Apresenta uma

secção de choque de 3840 b para nêutrons térmicos, sua absorção é feita por meio da reação:



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



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



Os dois últimos métodos são os mais utilizados na construção de monitores de área para nêutrons e o último nos detectores utilizados nos sistema de espectrometria de nêutrons por multiesferas de bonner (EMB).

O método mais utilizado na detecção dos nêutrons é o processo indireto de detecção, que envolve converter a energia liberada nas reações mostradas acima em sinais elétricos. Esses processos apresentam diferenças em relação ao utilizado na detecção de partículas eletricamente carregadas, devido à colisão do nêutron incidente no detector com algum dos núcleos que compõem o material moderador.

III.3.1 – Detectores de nêutrons

Na detecção dos nêutrons são utilizados vários tipos de detectores, como: câmaras de ionização, câmaras de fissão, cintiladores líquidos e sólidos acoplados a fotomultiplicadoras, detectores proporcionais gasosos (BF_3 e ^3He) 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 (Bell et al, 2005) em termos de dispositivos, os detectores de nêutrons podem ser classificados da seguinte forma:

- a) Baseados nos danos causados pela radiação: detectores sólidos de traços nucleares e de bolha;
- b) Baseados na interação com partículas carregadas geradas: BF_3 , ^3He e cintiladores inorgânicos e orgânicos;
- c) Baseados em raios gama e radioatividade induzida: folhas de ativação e CdWO_4 .

III. 3.1.1 - Detectores a gás para nêutrons

São os mais utilizados na detecção de nêutrons, baseiam-se na coleta de íons formados quando a radiação atravessa o volume sensível do detector, ionizando o gás. É um detector fácil de ser manipulado e operado, com poucos equipamentos adicionais, podendo ser preenchido com uma variedade de gases.

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

Após a interação da radiação ionizante no volume gasoso, ocorre a aceleração dos íons produzidos. Estes íons, ao serem atraídos pelo catodo ou anodo do detector, ionizam outras moléculas de gás não atingidas pela radiação, ocorrendo então uma multiplicação do número de pares de íons originais por um fator M. A

quantidade de carga produzida então é multiplicada por este fator M, gerando um pulso proporcional à energia da radiação.

Devido a essa multiplicação, os detectores proporcionais apresentam uma vantagem em relação às Câmaras de Ionização, caracterizada por um fator amplificador do sinal gerado no volume sensível gasoso.

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

III. 3.1.2 - Detectores cintiladores para nêutrons

Certos materiais têm a propriedade física de emitir um impulso luminoso ou cintilação quando são submetidos a campos de radiação ionizante. Um detector de cintilação é um elemento sensível na forma de cristal capaz de detectar a radiação ionizante por meio da cintilação produzida no material pela mesma. O processo de cintilação permanece como sendo um dos métodos de detecção e espectrometria mais utilizados para uma grande faixa de energia proveniente das radiações ionizante.

Nesses detectores a interação da radiação com o material do detector produz excitações que resultam na emissão de fótons através de um rearranjo dos elétrons nos níveis de energia disponíveis. Quando o elétron retorna 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 grandes faixas de energia.

Os materiais cintiladores devem possuir as seguintes características:

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

Nenhum material cintilador atende a todas estas características ao mesmo tempo, 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 à energia da radiação e dependem do material utilizado como cintilador (Tauhata, 2003).

Os cintiladores podem ser orgânicos ou inorgânicos. Os orgânicos possuem a vantagem de serem mais rápidos, mas a luz de saída é mais fraca que a dos inorgânicos. Já nos inorgânicos a linearidade de conversão é melhor.

Existem três mecanismos de geração de luz: fluorescência, fosforescência e fluorescência retardada. A fluorescência é a emissão imediata de luz quando da desexcitação do meio. A fosforescência é a emissão de luz de comprimento de onda muito maior que o da fluorescência e com uma persistência também maior (decaimento lento). A fluorescência retardada, como nome diz, é a emissão de luz, no comprimento de onda da fluorescência, mas muito tempo depois da excitação do meio. Assim, o bom cintilador deve converter o máximo de radiação em fluorescência e reduzir ao máximo a geração de fosforescência e fluorescência retardada.

III. 3.1.3 - Monitores de área para nêutrons

Grande parte dos monitores de área para nêutrons são construídos com base em três componentes fundamentais: o moderador de nêutrons, o detector propriamente dito e a componente eletrônica. O princípio básico de funcionamento destes detectores ocorre através da conversão da energia do nêutron em uma partícula carregada:

Nêutrons + moderador => Radiação ionizante.

O princípio físico dos monitores de área para nêutrons baseia-se na interação de nêutrons com sua parte moderadora. Este componente é feito de polietileno de alta densidade e tem a função de moderar os nêutrons rápidos incidentes através da perda de energia por choques elásticos. O formato do moderador pode ser esférico ou cilíndrico dependendo do modelo do instrumento. Os detectores de nêutrons utilizados nos monitores de área são detectores a gás enriquecidos com materiais de alta secção de choque para nêutrons térmicos. Os nêutrons termalizados interagem com esse gás do detector, produzindo partículas carregadas que provocam uma densa ionização nesse gás. Entre os gases mais utilizados para a interação com os nêutrons destacam-se, o BF_3 com reação $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$ e o ^3He com reação $^3\text{He}(n,p)^3\text{H}$, ambos com alta secção de choque de captura para nêutrons térmicos.

Após ter ocorrido a interação inicial do nêutron no volume sensível do detector, o restante do processo e do equipamento de detecção para nêutrons a gás é similar aos detectores gasosos, apesar de poder haver mudanças no nível da alta tensão ou ajustes de ganho do amplificador para compensar possíveis mudanças na amplitude do sinal detectado.

III. 3.1.4 - Detectores de ativação para Nêutrons

A técnica de ativação com nêutrons foi usada originalmente em 1936 por Von Hevesy e Levi (Hevesy, G. von; Levi, H. - 1938) para detectar o Disprósio e o Európio em misturas de Terras Raras, sem a utilização de técnicas de separação química. As referências disponíveis também mencionam o trabalho pioneiro de W. Bothe (Bothe, W. - 1943) na utilização de detectores de ativação.

O termo técnico "**ativação**" é compreendido como a indução (artificial ou não) de radioatividade em materiais, utilizando-se os nêutrons como partículas incidentes. A técnica associada à ativação é conhecida como "análise por ativação", gerando um conjunto de informações a respeito do campo neutrônico em que o material-alvo é exposto.

As medidas do fluxo e do espectro de energia dos nêutrons por ativação são realizadas pela contagem da radioatividade induzida nos detectores de ativação, por meio da espectrometria da radiação ou da partícula emitida (gama, beta).

No caso específico do bombardeamento de um material alvo por nêutrons, ocorre a produção de um núcleo excitado e, por conseguinte, muito instável.

Quando se utiliza uma folha ou fio como detector de ativação, a seguinte relação é verdadeira, sendo f uma função:

$$\varphi_{\text{térmico}} = f(k, A_s) \quad \text{III.9}$$

onde A_s é a Atividade de saturação, ou seja, o número de desintegrações no tempo no qual a taxa de produção de um radionuclídeo é igual à taxa de decaimento e transmutação do referido radionuclídeo. O termo k é um fator característico para o emprego de um determinado detector (fio, esfera, barra, disco ou folha), considerando-se: erros introduzidos pelas suas características físicas (tamanho, pureza, formato) e as características do dispositivo de medição e do dispositivo de contagem (tipo, eficiência típica, sensibilidade).

Comparando-se com outros detectores, os de ativação possuem as seguintes vantagens:

- São mais baratos (da ordem de dezenas de dólares americanos);
- Não mudam suas propriedades em presença da radiação gama, sendo assim insensíveis a esta radiação;
- Dispensam quaisquer ligações eletro-eletrônicas, permitindo com isso uma montagem mais simples inclusive no interior do núcleo de um reator nuclear;
- Não necessitam de mecanismos de varredura de fluxo no local da medição;
- Possuem alta resistência às temperaturas (elevado ponto de fusão - na maioria acima de 600 graus Celsius) e elevada resistência mecânica - na maior parte acima de 30% do Módulo de Elasticidade do Ferro;
- são de dimensões menores, acessando regiões de difícil posicionamento em diversos pontos de uma instalação nuclear;
- não necessitam de reagentes químicos, o que evita a contaminação com outros materiais (Hevesy, G. Von; Levi, H. - 1938).

A escolha do tipo, formato e material do detector de ativação depende da resposta à energia desejada, magnitude do fluxo de nêutrons incidente, propriedades nucleares (seções de choque), tempo de irradiação, extensão do campo de irradiação, técnicas e dispositivos de contagem pós-irradiação e características e propriedades de fabricação (ASTM - 1980).

Em geral, as seções de choque de absorção de nêutrons são mais altas em baixas energias. Desta forma, os detectores de ativação são normalmente mais indicados para medir fluxos de nêutrons térmicos e/ou epitérmicos. Para garantir um alto grau de sensibilidade, a escolha de materiais dos detectores deve ser feita de modo que possuam elevada seção de choque para reações induzidas por nêutrons.

Abaixo estão listados alguns exemplos de materiais empregados nos detectores de ativação (no formato de folhas, fios, discos, esferas) segundo a energia dos nêutrons que se deseja medir:

- Nêutrons Térmicos - ^{55}Mn , ^{59}Co , ^{63}Cu , ^{197}Au ;
- Nêutrons Epitérmicos - ^{55}Mn , ^{59}Co , ^{115}In , ^{197}Au ;
- Nêutrons Rápidos - ^{27}Al , ^{31}P , ^{32}S , ^{58}Ni .

Nas tabelas III.2, III.3 e III.4 são apresentados os principais materiais utilizados como detectores de ativação, principalmente para medição do fluxo neutrônico, seja ele térmico, epitérmico ou rápido, com as respectivas propriedades em todo o espectro de energia.

TABELA III.2 - Materiais usados em detectores de ativação de nêutrons térmicos (Knoll - 1989)

Elemento Alvo	Abundância Isotópica (%)	Seção de Choque Ativ. Térmica (barns)	Elemento Gerado	Meia-Vida ($T_{1/2}$)
Manganês	^{55}Mn (100)	13,2 (1)	^{56}Mn	2,58 h
Cobalto	^{59}Co (100)	16,9 (1,5)	$^{60\text{m}}\text{Co}$	10,4 min
		20,2 (1,9)	^{60}Co	5,28 a
Cobre	^{63}Cu (69,1) ^{65}Cu (30,9)	4,41 (20)	^{64}Cu	12,87 h
		1,8 (4)	^{66}Cu	5,14 min
Prata	^{107}Ag (51,35) ^{109}Ag (48,65)	45 (4)	^{108}Ag	2,3 min
		3,2 (4)	$^{110\text{m}}\text{Ag}$	253 d
Índio	^{113}In (4,23) ^{115}In (95,77)	56 (12)	$^{114\text{m}}\text{In}$	42 d
		2,20 (6)	^{114}In	72 s
		160 (2)	$^{116\text{m}}\text{In}$	54,12 min
Disprósio	^{164}Dy (28,18)	42 (1)	^{116}In	14,1s
		2000 (200)	$^{165\text{m}}\text{Dy}$	1,3 min
Ouro	^{197}Au (100)	800 (100)	^{165}Dy	140 min
		98,5 (4)	^{198}Au	2,695 d

TABELA III.3 - Materiais empregados nos detectores de ativação de limiar (Knoll - 1989)

Elemento Alvo	Reação de Interesse	Abundância Isotópica	Energia γ (MeV)	Meia-Vida (T _{1/2})	Abundância (%)	Limiar (MeV)
Flúor	¹⁹ F (n,2n) ¹⁸ F	100	0,511	109,7 min	19,4	11,6
Magnésio	²⁴ Mn (n,p) ²⁴ Na	78,7	1,368	15 h	100	6
Alumínio	²⁷ Al (n, α) ²⁴ Na	100	1,368	15 h	100	4,9
Alumínio	²⁷ Al (n,p) ²⁷ Mg	100	0,84 - 1,01	9,46 min	100	3,8
Ferro	⁵⁶ Fe (n,p) ⁵⁶ Mn	91,7	0,84	2,56 h	99	4,9
Cobalto	⁵⁹ Co (n, α) ⁵⁶ Mn	100	0,84	2,56 h	99	5,2
Níquel	⁵⁸ Ni (n,2n) ⁵⁷ Ni	67,9	1,37	36 h	86	13
Níquel	⁵⁸ Ni (n,p) ⁵⁸ Co	67,9	0,81	71,6 d	99	1,9
Cobre	⁶³ Cu (n,2n) ⁶² Cu	69,1	0,511	9,8 min	19,5	11,9
Cobre	⁶⁵ Cu (n,2n) ⁶⁴ Cu	30,9	0,511	12,27 h	37,8	11,9
Zinco	⁶⁴ Zn (n,p) ⁶⁴ Cu	48,8	0,511	12,27 h	37,8	2
Índio	¹¹⁵ In (n,n') ^{115m} In	95,7	0,335	4,5 h	48	0,5
Írídio	¹²⁷ Ir (n,2n) ¹²⁶ Ir	100	0,667	13 d	33	9,3
Ouro	¹⁹⁷ Au(n,2n) ¹⁹⁶ Au	100	0,33 - 0,35	6,18 d	25 - 94	8,6
Lítio	⁷ Li (n, α n') ³ H	92,58	0 - 0,019	12,3 a	100 (P)	3,8

TABELA III.4 - Materiais empregados nos detectores de ativação de nêutrons epitérmicos (RANT, J. - 1979)

Elemento Alvo	Isótopo	Energia de Ressonância Principal (eV)	Integral da Seção de Choque de Ativação (barns)	Meia-Vida T _{1/2}	% Aprox. da Atividade Epitérmica devida à Ressonância Principal
Índio	¹¹⁵ In	1457	2700	54,12 min	0,96
Ouro	¹⁹⁷ Au	4905	1150	2,695 dias	0,95
Tungstênio	¹⁸⁶ W	18,8	400	24 h	0,98
Lantânio	¹³⁹ La	73,5	11	40,2 h	0,97
Manganês	⁵⁵ Mn	337	15,7	2,58 h	0,88

III. 3.1.5 - Dosímetros Termoluminescentes para Nêutrons

Os Dosímetros Termoluminescentes (*TLDs*) são detectores sólidos nos quais são adicionadas impurezas na sua rede cristalina para gerar regiões com armadilhas para elétrons entre a banda de valência e a banda de condução (níveis de energia). Quando o *TLD* é exposto à radiação ionizante, ocorre a probabilidade da radiação fazer com que um elétron da banda de valência passe para a banda de condução. O elétron ao retornar para a banda de valência tem a probabilidade de ficar preso na armadilha. Ao estimular o *TLD* termicamente por aquecimento adequado, os elétrons que estão presos na armadilha são liberados e vão para a banda de condução e logo após retornam para a banda de valência ou caem novamente na armadilha. Neste

processo, os elétrons emitem fótons, pois vão de um nível energético maior para um nível de energia menor.

A quantidade de fótons emitidos pelo *TLD* é proporcional a dose de radiação a qual o dosímetro foi exposto.

O fluoreto de cálcio dopado com manganês ($\text{CaF}_2:\text{Mn}$) é chamado pelo fabricante de *TLD 400*. Este dosímetro é utilizado para determinar a dose absorvida devido à radiação gama.

O fluoreto de lítio dopado com magnésio e titânio ($7\text{LiF}:\text{Mg,Ti}$) na concentração de 99,993% de ^7Li e 0,007% de ^6Li é conhecido comercialmente como *TLD 700*. A principal aplicação deste *TLD* ocorre em medições como par do *TLD 600* para descontar a reposta, devida à radiação gama do *TLD 600* uma vez que os *TLDs 700 e 600* possuem curvas TL idênticas.

Devido a reduzida quantidade de ^6Li e à baixa seção de choque (0,033 b) do ^7Li , é desprezível a resposta do *TLD 700* para nêutrons térmicos.

O fluoreto de lítio dopado com magnésio e titânio ($\text{LiF}:\text{Mg,Ti}$), cuja concentração isotópica é de 95,62% de ^6Li e 4,38% de ^7Li é conhecido comercialmente como *TLD 600*. Este dosímetro é muito utilizado na dosimetria de nêutrons térmicos.

A principal contribuição da termoluminescência do *TLD 600* é devida às partículas alfa e ao trítio produzidos na reação $^6\text{Li}(n,\alpha)^3\text{H}$. O ^6Li possui uma alta seção de choque de captura para nêutrons térmicos (945 b).

As partículas alfa e os ^3H gerados na reação têm energias de 2,07 MeV e 2,74 MeV respectivamente, e, sendo partículas carregadas, possuem alta transferência de energia linear (*LET*), bem maior do que a radiação eletromagnética. São elas que ionizam o cristal dando origem a parte da resposta TL do *TLD 600*, a outra parte é devida à radiação gama.

Segundo o fabricante, o *TLD 600* assim como o *TLD 700*, possuem uma resposta linear até 10 Gy.

Para se conseguir descontar a resposta devida à radiação gama no *TLD 600*, a principal técnica utilizada é irradiar um par de *TLDs 600 e 700*, e descontar da

resposta do *TLD 600* a resposta do *TLD 700*. Essa análise considera que os *TLDs 600* e *700* possuem a mesma sensibilidade em relação à radiação gama. Porém é necessário um estudo prévio da sensibilidade dos *TLDs* que serão utilizados, pois suas sensibilidades variam de lote para lote.

III.3.2 - Espectrometria de Nêutrons

A energia dos nêutrons pode variar significativamente dentro de um mesmo ambiente, num espectro de energia que varia de frações de eV até MeV. Devido a esse largo espectro, a espectrometria neutrônica torna-se imprescindível para a sua correta medição e posterior avaliação das doses pelas quais os trabalhadores estão sujeitos ao serem expostos a este tipo de radiação. Dos vários métodos utilizados para caracterizar o espectro neutrônico, o espectrômetro de multiesferas de bonner (EMB) é um dos sistemas espectrométricos mais utilizados.

III.3.2.1 – O Espectrômetro de Bonner

O sistema de espectrometria de multiesferas de bonner (EMB), mais comumente conhecido como Espectrômetro de bonner, tem sido largamente empregado na espectrometria neutrônica (Awschalom M. et al, 1985), tendo sido desenvolvido por Bramblett, Ewing e Bonner em 1960. Os espectrômetros de bonner são detectores que utilizam esferas moderadoras de polietileno de diferentes diâmetros, onde um pequeno detector de nêutrons térmicos é inserido no centro de cada uma.

O diâmetro das esferas varia de 1 a 12 polegadas e esta variabilidade se deve ao amplo intervalo de energia dos nêutrons, pois a sensibilidade de cada conjunto esfera-detector, em um dado valor de energia, depende consideravelmente de seu diâmetro (quantidade de moderador). Com isso, para uma esfera pequena, o grau de moderação e captura são baixos fazendo com que os nêutrons de baixa energia do espectro tenham razoável probabilidade de serem detectados, sendo que os nêutrons com energias mais altas tendem a escapar. Para as esferas com diâmetros maiores existe uma moderação proporcional ao diâmetro, como também

captura, possibilitando que nêutrons de maior energia possam ser detectados (Santos J. A. L., 2006).

Na figura III.7 pode ser observado que, no caso do nêutron 1, ele escapa da esfera após sofrer sua primeira interação, normalmente provocada por uma colisão elástica com um núcleo de carbono ou átomo de hidrogênio. O nêutron 2 também escapa da esfera, provavelmente termalizado, após sofrer algumas interações com os átomos do polietileno. Para que ocorram interações como essas, o nêutron deve possuir energia suficiente para dar início a reações do tipo (n, p), (n, d) ou (n, α) com o núcleo do carbono. O nêutron 3 após sofrer várias interações com o polietileno, é finalmente termalizado, mas antes de ser capturado pelo detector de nêutrons térmicos, ele é capturado por um núcleo de hidrogênio, o que em alguns casos resulta em um raio γ com energia em torno de 2,2 MeV. No caso do nêutron 4, ele é termalizado e consegue entrar na região do detector de nêutrons térmicos; surgindo desta forma, a probabilidade de detecção (Alevra A. V. et al., 2003).

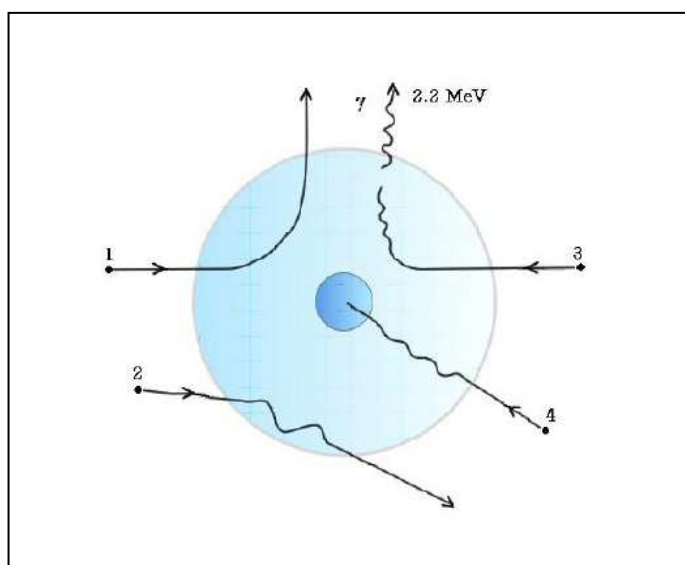


Figura III.7 - Esquema simplificado de alguma das possíveis interações do nêutron com uma das esferas de Bonner. Fonte: (Alevra A. V., 2003).

A probabilidade de ocorrência de um dos quatro tipos de interações possíveis depende da energia do nêutron incidente e do diâmetro de cada esfera. Nas esferas menores, os nêutrons de baixa energia podem sofrer os quatro tipos de interações apresentadas, e um grande número deles consegue alcançar a região do detector sendo então detectados. Já os nêutrons de alta energia conseguem escapar facilmente. No caso das esferas com dimensões maiores, ocorre naturalmente muito

mais moderação. Para os nêutrons de baixa energia que não conseguem escapar, a probabilidade destes serem capturados e ocorrer à emissão de um raio gama com energia bem definida é bem significativa, o que se traduz em uma resposta consideravelmente baixa no detector. Já os nêutrons com alta energia são em sua maioria, termalizados e detectados (Santos J. A. L., 2006).

O uso das esferas de bonner para obter informações sobre o espectro de nêutrons exige o conhecimento da resposta de cada esfera em função da energia, já que cada esfera pode registrar nêutrons de diferentes energias. Como a resposta de cada detector não é uma função analiticamente conhecida, visto que cada esfera apresenta um espectro característico, a relação entre a função resposta, a taxa de contagem do detector e a fluência pode ser descrita por equações matemáticas na forma de uma matriz resposta. Esta matriz representa a resposta do detector como uma função da energia do nêutron incidente. Até a data atual essas matrizes são quase sempre baseadas em respostas calculadas que devem ser avaliadas por medições experimentais. Com isso, a qualidade de um EMB é diretamente proporcional ao quanto suas matrizes respostas são conhecidas e entendidas.

Apesar de existirem vários códigos computacionais desenvolvidos para solução das matrizes resposta, ainda não existe um que satisfaça plenamente aos anseios dos diversos grupos de pesquisadores na área. A maioria desses códigos, excetuando aqueles baseados no método de Monte Carlo, utiliza uma rotina interativa que necessita de uma solução inicial para que o processo computacional seja iniciado. A qualidade da solução final é afetada pela escolha deste espectro inicial. Assim, é importante que a escolha sempre recaia em um espectro fisicamente possível. Com este propósito foi desenvolvido, no Laboratório de Nêutrons do LNMRI/IRD, um código baseado em simulações de Monte Carlo e Redes Neurais denominado NEURALN (Lemos Junior R. M., 2009).

III.3.3 – Técnicas de Ativação

Uma das técnicas experimentais mais utilizadas para a obtenção da taxa de fluência de nêutrons térmicos de um determinado dispositivo é a técnica de ativação com a utilização da razão de cádmio (Bitelli, U. D'U., 1988). Esta técnica consiste na obtenção absoluta da taxa de fluência de nêutrons térmicos do dispositivo através da

ativação de folhas de ouro (^{197}Au) com e sem cobertura de cádmio, quando irradiadas com nêutrons. O cádmio (isótopo de ^{113}Cd), devido à sua altíssima seção de choque de absorção de nêutrons térmicos, agirá como um filtro neutrônico absorvendo praticamente todos os nêutrons térmicos, fazendo com que a folha de ouro irradiada dentro de um envoltório de cádmio, seja neutronicamente ativada apenas pelos nêutrons epitérmicos. A folha de ouro nua (irradiada sem o cádmio) terá toda a sua atividade produzida por nêutrons rápidos, epitérmicos e térmicos. A subtração das atividades induzidas na folha nua em relação à coberta de cádmio permitirá conhecer a fração da atividade na folha de ouro irradiada, causada somente pela contribuição dos nêutrons térmicos, numa determinada posição ao longo da taxa de fluência de nêutrons.

As folhas de ouro, elemento com alta seção de choque de ativação de nêutrons térmicos (cerca de 73,64 barns de seção de choque térmica), serão irradiadas numa determinada posição e será medido o valor da razão de cádmio, sendo então possível determinar da taxa de fluência de nêutrons térmicos. A atividade das folhas ao término da irradiação será:

$$A_0 = \frac{\lambda \cdot C_0 \cdot e^{(\lambda \cdot t_e)} \cdot Fr}{\varepsilon \cdot I \cdot (1 - e^{(-\lambda \cdot t_c)})} \quad \text{III.10}$$

onde:

- λ , Constante de decaimento do radioisótopo formado;
- C_0 , Contagem líquida (descontado o BG) obtida na espectrometria gama;
- t_e , Tempo de espera, ou seja, o tempo decorrido entre o final da irradiação (t_0) e o início da contagem (t_1);
- ε , Eficiência global do sistema de detecção por espectrometria γ ;
- I , Probabilidade de emissão gama do isótopo formado;
- t_c , Tempo de contagem ($t_2 - t_1$) na espectrometria gama.

Conhecido o tempo de irradiação t_i é possível calcular qual seria a atividade de saturação da folha de ouro num tempo infinito de irradiação (ver figura III.4), ou seja, a taxa de reação nuclear:

$$A_{(nua)}^{\infty} = \frac{A_0}{(1 - e^{(-\lambda t_i)})} \quad \text{III.11}$$

em que:

t_i , Tempo de irradiação.

A atividade de saturação, A_{∞} , pode também ser escrita em função da taxa de fluência de nêutrons (Φ), do volume da folha (V) e da seção de choque média macroscópica de ativação (Σ_{act}), através da equação:

$$A_{\infty} = \Sigma_{act} \cdot \phi \cdot V \quad \text{III.12}$$

Substituindo na equação III.12, a taxa de fluência de nêutrons pode então ser expressa por:

$$\phi = \frac{A_{\infty}}{\Sigma_{act} \cdot V} \quad \text{III.13}$$

Desta forma, os valores da atividade da folha de ouro podem ser obtidos experimentalmente ao término da irradiação (A_0), pode-se calcular o valor da atividade de saturação da folha de ouro nua que corresponderia a atividade da folha numa taxa de fluência de nêutrons se ela fosse irradiada por tempo infinito (figura III.8).

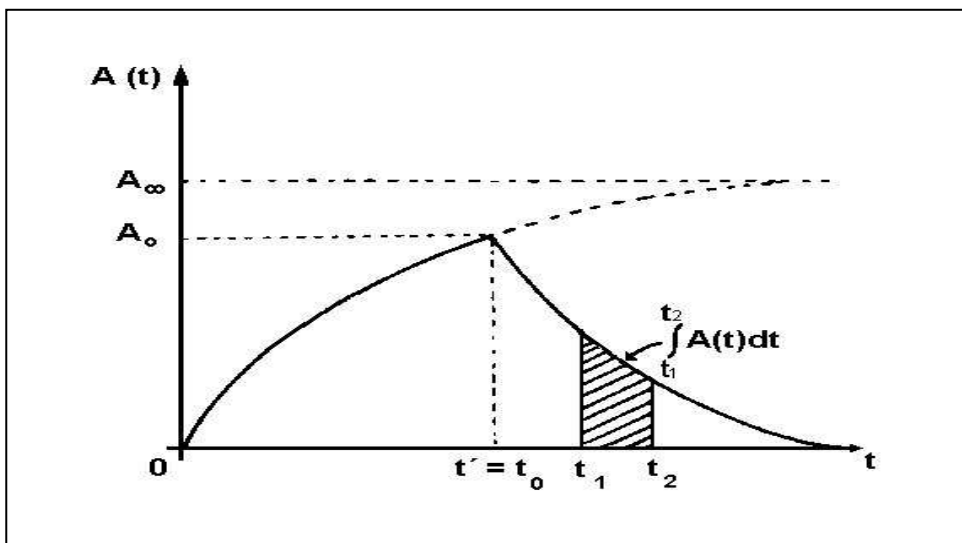


Figura III.8 – Atividade da folha após a irradiação (Bitelli, U. D'U., 1988)

A razão entre a atividade de saturação e o número de núcleos alvos do detector é utilizada para obter as taxas de fluência de nêutrons e será mostrada a seguir. O número de núcleos alvos em um detector é calculado por:

$$N_{alv} = \frac{N_a \cdot m \cdot f}{a} \quad \text{III.14}$$

onde:

- N_{alv} , Número de núcleos alvo;
- N_a , Número de Avogadro;
- m , Massa da folha de ativação;
- f , Fração isotópica;
- a , Peso atômico do núcleo alvo.

Para determinar a taxa de fluência térmica e epitérmica pode ser utilizada a técnica da razão de cádmio que consiste em irradiar, em idênticas condições, uma folha de ouro coberta com cádmio e outra sem essa cobertura (folha nua). Como o ouro possui alta seção de choque de captura radioativa, tanto na região térmica como na região epitérmica, o cádmio atua como um filtro absorvendo os nêutrons térmicos (nêutrons de até 0,5 eV) devido à sua alta seção de choque de absorção na região térmica. Com isso a folha de ouro com cobertura de cádmio irá sofrer reações preferencialmente devido aos nêutrons epitérmicos. Se for feita a razão entre as atividades induzidas nas folhas de ouro, com e sem cobertura de cádmio, tanto a taxa de fluência térmica quanto a epitérmica podem ser obtidas.

A atividade de saturação da folha sem cobertura de cádmio, devida aos nêutrons térmicos e epitérmicos é dada por:

$$A_{\infty} = A_{\infty\text{térmico}} + A_{\infty\text{epitérmico}} \quad \text{III.15}$$

A razão de cádmio (RCd) é definida então como a razão entre a atividade de saturação da folha nua e a atividade com cobertura de cádmio, dessa forma:

$$R_{cd} = \frac{A_{\infty\text{Nua}}}{A_{\infty\text{Cd}}} \quad \text{III.16}$$

Em função do cádmio ser um filtro ideal, pois também apresenta uma seção de choque para nêutrons epitérmicos, fazendo com que ele, com 0,5mm de espessura, absorva cerca de 10% dos nêutrons epitérmicos (Bitelli, U. D'U., 1988), a atividade de saturação da folha coberta deve ser corrigida pelo fator de cádmio (F_{Cd}), para se obter a atividade de saturação devido aos nêutrons epitérmicos. Essa correção é dada por:

$$A_{\infty epitérmico} = A_{\infty Cd} \cdot F_{Cd} \quad \text{III.17}$$

A partir das três equações anteriores a atividade de saturação devido aos nêutrons térmicos e epitérmicos, pode ser calculada por:

$$A_{\infty térmico} = A_{\infty nua} \cdot \left(1 - \frac{F_{Cd}}{R_{Cd}}\right) \quad \text{III.18}$$

e

$$A_{\infty epitérmico} = A_{\infty nua} \cdot \frac{F_{Cd}}{R_{Cd}} \quad \text{III.19}$$

A taxa de fluência térmica pode ser obtida substituindo a equação III.18 na equação III.13, através da seguinte equação:

$$\Phi_{térmica} = \frac{\left(\frac{A_{nua}^{\infty}}{N_{alv}}\right) \left(1 - \frac{F_{cd}}{R_{cd}}\right)}{\bar{\sigma}_{act} \cdot K_{térmico}} \quad \text{III.20}$$

onde:

$\bar{\sigma}_{act}$ É a seção de choque microscópica média do ouro na região de absorção do cádmio, e

$K_{térmico}$ É a perturbação que a folha causa no fluxo térmico devido à alta seção de choque do ouro.

Na região epitérmica, a taxa de fluência varia com o inverso da energia do nêutron. Como esta região cobre uma faixa de energia de algumas ordens de

grandeza, é interessante a introdução de uma nova variável chamada letargia (μ), onde:

$$\mu = \ln\left(\frac{E_0}{E}\right) \quad \text{III.21}$$

em que:

E_0 Energia máxima do nêutron na região, no caso 10 keV, e

E Energia inferior do nêutron na região, no caso, a energia de corte do Cd.

Da mesma forma, a taxa de fluência epitérmica pode ser obtida pela substituição da equação III.19 na equação III.13, através da equação:

$$\Phi_{\text{Epitérmica}} = \frac{\left(\frac{A_{\text{nua}}^{\infty}}{N_{\text{alv}}}\right)(F_{\text{cd}})}{I_R \cdot R_{\text{Cd}} \cdot K_{\text{Epitérmico}}} \cdot \mu \quad \text{III.22}$$

onde:

I_R É a integral de ressonância do ouro para nêutrons epitérmicos, e

K É o fator que relaciona a perturbação que o ouro causa no fluxo térmico devido à alta seção de choque do ouro.

III.4 – Simulação com o Código Computacional MCNP

O código MCNP (Monte Carlo N-Particle), de origem norte americana, foi desenvolvido pelo Laboratório Nacional de Los Alamos a partir de 1957. O MCNP6 é a versão mais atual do código, liberada para o mercado norte-americano em 2013 (GOORLEY T. et al, 2012).

Atualmente, o código MCNP é uma ferramenta utilizada para a simulação de transporte de vários tipos de partículas, como nêutrons, fótons ou elétrons, individualmente ou associados.

Existem atualmente várias aplicações para o código MCNP, tais como o projeto de núcleos de reatores nucleares, blindagens para radiações, 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 e elipsóides, até superfícies complexas e bem elaboradas, utilizando um conjunto de pontos no espaço. Esta característica é uma das grandes vantagens do código.

O MCNP permite que o usuário construa um arquivo de entrada, sem que haja necessidade de alterar o código fonte do programa. Este arquivo é escrito e organizado em blocos, descrevendo as 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, as condições gerais do sistema a ser simulado e os tipos de respostas (*TALLY*) desejadas.

III.4.1 - Tipo de Grandeza a Ser Calculada na Simulação

Esta opção, denominada de *TALLY* no MCNP, é utilizada para que seja especificado o que o usuário quer que seja escrito nos dados de saída, ao final de uma execução. Existem algumas opções, que podem ser selecionadas através do uso de seu mnemônico correspondente, que são apresentados na tabela III.3.

Tabela III.3 – Grandezas que podem ser calculadas pelo MCNP (Briesmeister, 2001).

Mnemônico	Descrição
F1:N ou F1:P ou F1:E	Corrente integrada sobre uma superfície;
F2:N ou F2:P ou F2:E	Fluxo médio sobre uma superfície;
F4:N ou F4:P ou F4:E	Fluxo médio sobre uma célula;
F5 :N ou F5 :P	Fluxo em um ponto;
F6:N ou F6:N,P ou F6:P	Energia depositada em uma célula;
F7:N	Deposição da energia média de fissão em uma célula;
F8:E ou F8:P,E	Distribuição de pulsos de energia criados em um detector;
+F8:E	Deposição de carga.

O registro multiplicador (Tally Multiplier Card, FM) tipo 4 (Tally F4) faz a multiplicação entre uma constante (densidade atômica do material alvo da reação, átomos/ 10^{-24} cm³), a fluência determinada em F4 (partículas/cm²) e secção de choque microscópica da reação selecionada (barn). O resultado final da combinação dos registros F4 e FM tem dimensão de nêutrons capturados pelo material por cm³.

O valor da constante, quando o objetivo é converter fluência em captura de nêutrons, deve ser a densidade atômica do material/elemento no qual se deseja determinar a captura de nêutrons. Para o material da célula, este valor pode ser retirado no arquivo de saída do MCNP. Se o interesse sobre a captura de nêutrons é para um elemento específico da célula, aquela constante terá que ser determinada.

No registro FM as secções de choque são identificadas por meio de números. No anexo G do manual do MCNP há uma lista que relaciona algumas secções com os respectivos números que as identificam no registro FM. Abaixo, são mostradas as secções de choque relacionadas com seus respectivos números identificadores:

- (-2) : Secção de choque de absorção;
- (102) : Secção de choque de captura para reações do tipo (n, γ);
- (103) : Secção de choque de captura para reações do tipo (n,p);
- (107) : Secção de choque de captura para reações do tipo (n, α).

III.4.2 - Determinação da Média, Variância e Desvio Padrão na Técnica de Monte Carlo e Estimativa do Erro

Seja $f(x)$ a função densidade de probabilidade de uma "história" selecionada de valor x . A resposta verdadeira (média real) é o valor esperado de x , $E(x)$, onde:

$$E(x) = \int x \cdot f(x) dx \quad \text{III.23}$$

A função $f(x)$ raramente é conhecida; porém, a média verdadeira, x , pode ser estimada através do método de Monte Carlo pela equação:

$$\bar{x} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N x_i \quad \text{III.24}$$

onde x_i é o valor de x correspondente à "história" i , e N é o número total de "histórias". A variância S^2 pode ser estimada através do método de Monte Carlo pela equação:

$$S^2 = \frac{\sum_{i=1}^N (x_i - \bar{x})^2}{N - 1} \quad \text{III.25}$$

sendo S o desvio padrão da população x, obtido utilizando-se os valores x_i que foram gerados por amostragem aleatória. A variância da distribuição da média \bar{x} é calculada por:

$$S_{\bar{x}}^2 = \frac{S^2}{N} \quad \text{III.26}$$

É importante ressaltar que S_x é proporcional a $1/N$. Para reduzir S_x à metade é necessário aumentar quatro vezes o número de "histórias", um dos problemas do método de Monte Carlo. A grandeza S_x pode ser reduzida mantendo-se N constante, utilizando-se técnicas de redução de variância.

Todas as grandezas calculadas no MCNP aparecem nos arquivos de dados de saída seguidas por um número, que é o erro relativo definido por:

$$R = \frac{S_{\bar{x}}}{\bar{x}} \quad \text{III.27}$$

Baseando-se em análises qualitativas e na experiência de alguns usuários, o manual do MCNP apresenta a Tabela III.4, como uma recomendação para interpretar os valores de R das grandezas calculadas. Esta interpretação de R assume que todas as porções da fase espacial do problema foram corretamente amostradas pelo processo de Monte Carlo.

Tabela III.4 – Recomendação para a interpretar o erro relativo R no MCNP (Briesmeister, 2001)

Valor de R	Classificação da grandeza calculada
0,5 a 1	Descartável
0,2 a 0,5	Pouco confiável
0,1 a 0,2	Questionável
< 0,10	Geralmente digna de confiança (exceto para detector pontual)
< 0,05	Geralmente digna de confiança

CAPÍTULO IV

IV - MATERIAIS E MÉTODOS

Para a construção do sistema, foram realizadas duas montagens, a primeira, que foi descontinuada e a segunda e definitiva. O estudo de cada uma dessas montagens foi dividido em duas etapas: na primeira, foram realizadas simulações com o código MCNP em diferentes arranjos geométricos dos materiais moderadores e das fontes de nêutrons. Na segunda etapa, o sistema foi construído com base nos resultados obtidos na fase de simulação. Para dar suporte a essas duas etapas, foram realizadas várias medições de espectrometria de nêutrons e equivalentes de dose, bem como medições de taxas de fluência com ativação de folhas de ouro.

IV.1 – Materiais Utilizados nas duas montagens

Para a construção do sistema, a matéria prima foi obtida de um antigo projeto do IRD, como já foi dito na seção I.2. Após a retirada da madeira, foi verificado que a caixa era composta por uma camada externa de blocos de concreto impregnados com grafite medindo 30 cm X 30 cm x 15 cm. Com a retirada desses blocos, surgiu uma mesa de ferro que ia do chão até uma altura de 50 cm, e sobre ela, barras de parafina impregnada com grafite (cerca de 216 tarugos), com dimensões de 10 x 10 x 60 cm³, formando um bloco de 120 (L) x 120 (C) x 100 (A) cm³. Sobre essa parafina existia uma camada de grafite de alta pureza, com 20 cm de espessura, formada por 108 barras medindo cada uma 10 x 5 x 60 cm³, sobre a parafina. Uma visão dos blocos após a retirada do concreto pode ser observada na figura IV.1.

A determinação da densidade desses materiais foi realizada com a pesagem de todos os blocos individualmente e a média das medições calculada para cada um dos materiais. Para a pesagem foi utilizada uma balança de bancada digital marca TOLEDO, modelo Prix 3 (incerteza de 0,1 g) e a medida dos blocos foi realizada com o auxílio de uma régua de aço inox com 1m de comprimento (incerteza de 1 mm).

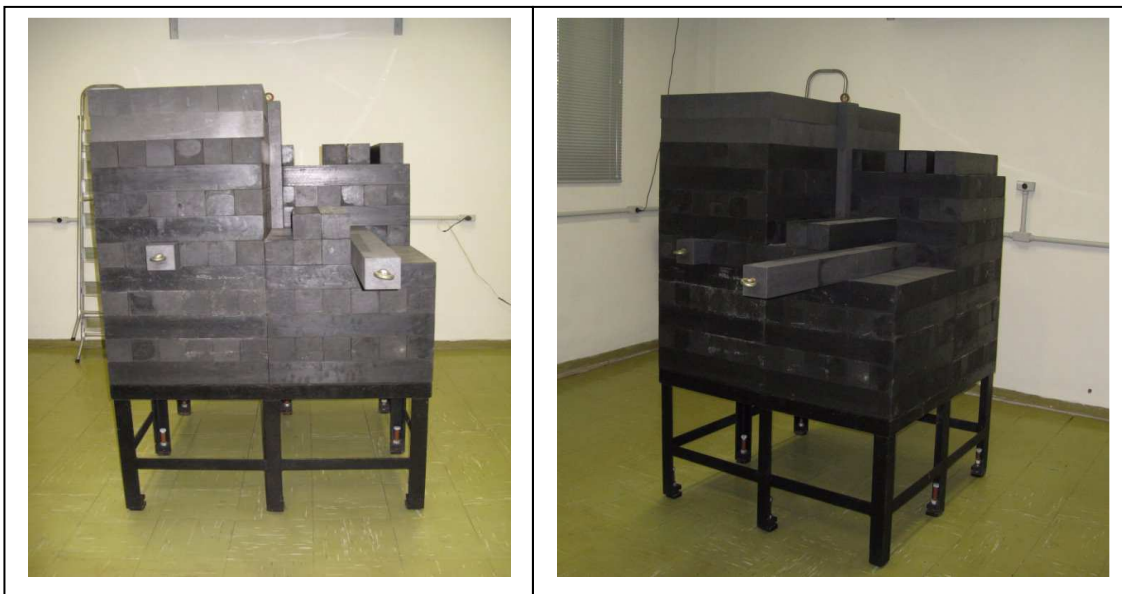


Figura IV.1 – Blocos de parafina e grafite sobre a mesa após a retirada dos blocos de concreto e da madeira.

Foram utilizadas análises elementares CNH, uma análise química que indica a fração mássica de carbono, nitrogênio e hidrogênio existentes em uma amostra para a obtenção da fração de massa da PG. Nessa técnica uma amostra é queimada em ambiente com excesso de oxigênio, onde várias armadilhas coletam os produtos da combustão - dióxido de carbono, água e óxido nítrico. As massas desses produtos de combustão são utilizadas para calcular a composição da amostra desconhecida. Essa análise foi feita em dois Laboratórios da UFRJ e também no Departamento de Química da PUC - RJ.

IV.1.1 – Obtenção dos Espectros

A fluência e os espectros de nêutrons das 4 fontes de $^{241}\text{Am-Be}$ (S1, S2, S3 e S4) utilizadas na instalação de nêutrons térmicos, foi obtida com a utilização do espectrômetro de multiesferas de bonner (EMB) do Laboratório de Metrologia de Nêutrons (LN/LNMRI). O EMB consiste de sete esferas de polietileno, com diâmetros variando de 2,54 até 30,5 cm, que foram utilizadas em conjunto com um detector cintilador de Iodeto de Lítio dopado com Európio - $\text{LiI}(\text{Eu})$, que foi posicionado no centro de cada esfera, funcionando como um detector de nêutrons. As contagens obtidas com o cintilador foram analisadas com o analisador multicanal INSPECTOR® fabricado pela Canberra. As taxas de contagens foram obtidas com o programa de aquisição de dados Genie2000®, que sempre fica conectado ao sistema de detecção.

O mesmo sistema EMB também foi utilizado para a obtenção da fluência e dos espectros de nêutrons nos pontos ao redor da pilha (figura IV.2).

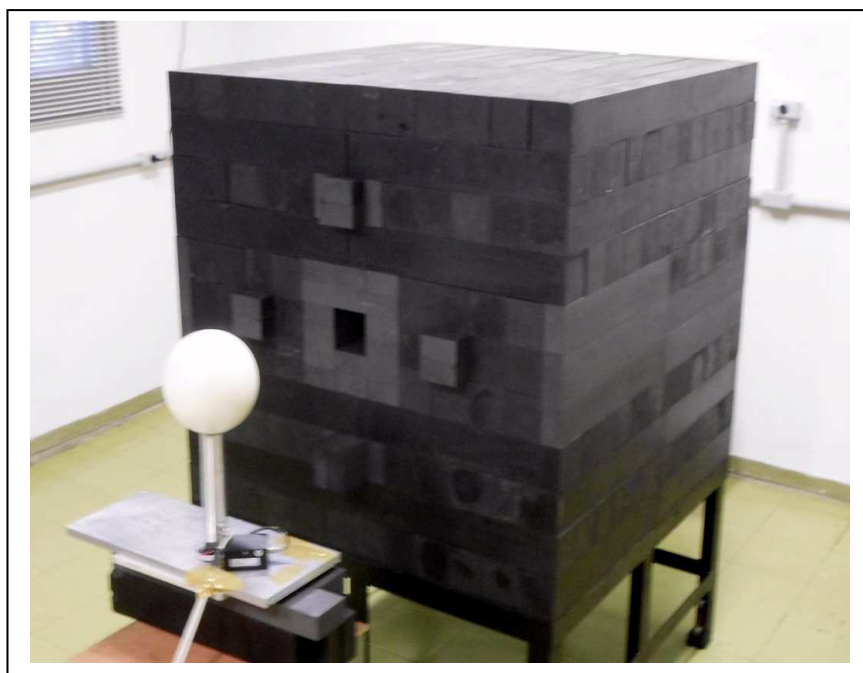


Figura IV.2 - Medições com o sistema EMB na instalação

O desdobramento dos espectros obtidos com o EMB foi realizado com a utilização do programa NEURALN, um programa que utiliza redes neurais, desenvolvido no próprio LN (figura IV.3).

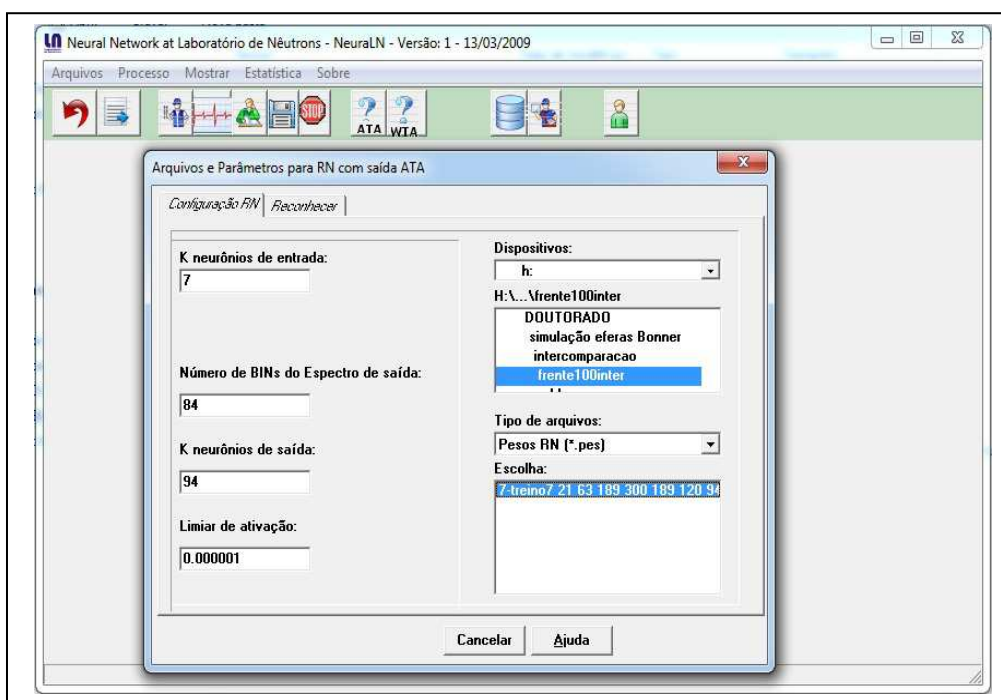


Figura IV.3 - Interface com o usuário do programa NEURALN.

IV.1.2. – Equipamentos de Medição

As taxas de equivalente de dose ambiente para nêutrons, $H^*(10)$, nas posições de calibração de referência foram medidas com a utilização de dois monitores de nêutrons comerciais: *WENDI-II* (Wide Energy Neutron Detector), modelo FHT 762, nº de série 0237, fabricado pela ThermoElectron, popularmente conhecido como WENDI, que é acoplado à unidade eletrônica FH40 G-L, nº de série 22004, fabricado pela ThermoEberline, ambos calibrados em 24/09/2014 e o NRD600, nº de série 2136, fabricado pela Eberline acoplado ao leitor modelo *E600*, do mesmo fabricante e calibrados em 14/03/2015 (figura IV.4).



Figura IV.4 - Monitores de nêutrons e gama usados nas medições; WENDI- II (E) , NRD600 (D) e FH40 G-L (abaixo).

A taxa de equivalente de dose para radiação gama foi avaliada com a utilização do E-600 (primeiro sistema) e do FH40 G-L (segundo sistema) usados como sonda gama, sendo ambos os detectores do tipo Geiger Müller. Todas as medições foram realizadas em cada ponto de interesse com 20 repetições para cada leitura.

IV.1.3 – Medições com Folhas de Ativação

A caracterização da fluência da câmara central foi realizada com medições que utilizavam folhas de ativação de ^{197}Au . Foram utilizadas 6 folhas de ^{197}Au , cujas dimensões foram listadas na Tabela IV.1. A medida das dimensões das folhas foram realizadas no LABMETRO - Laboratório de Metrologia do Programa de Engenharia Mecânica da COPPE/UFRJ, com a utilização do microscópio goniométrico ocular A-595, modelo BK-70x50, fabricado por Carl Zeiss Siena (precisão 0,001 mm) para a medida dos diâmetros das folhas e do banco micrométrico 673 M, fabricado pela STARRET (precisão 0,0002 mm) para a medida das espessuras. As massas foram medidas no próprio LN, com a utilização de uma balança de precisão MX5, fabricada pela Metler Toledo (precisão 0,000001 g) e calibrada em 15/12/2014. As folhas foram expostas tanto nuas como cobertas por um filtro de cádmio com espessura de 0,5 mm conforme pode ser observado na figura IV.5. O tempo de exposição ocorreu por um período de 10 meias-vidas do isótopo de ativação, com o intuito de que fosse aproximada a condição de saturação.



Figura IV.5 - Folhas de ativação de ^{197}Au nua e coberta com cádmio e a folha de alumínio usada para o posicionamento durante a ativação.

Tabela IV.1 - Características físicas dos detectores de ativação utilizados.

folha	Material	diâmetro (cm)	esp. med.(cm)	Esp. calc.(cm)	massas (g)	vol. Calc. (cm ³)
A1	Au197/198	0,95(1)	0,0050(2)	0,00486	0,07371(2)	0,00382
A2	Au197/198	0,95(1)	0,0050(2)	0,00491	0,07439(2)	0,00385
A3	Au197/198	0,95(1)	0,0050(2)	0,00493	0,07475(2)	0,00387
A4	Au197/198	0,95(1)	0,0024(2)	0,00223	0,03373(2)	0,00175
A5	Au197/198	0,95(1)	0,0050(2)	0,00489	0,07406(2)	0,00384
A6	Au197/198	0,95(1)	0,0024(2)	0,00222	0,03358(2)	0,00174

Obs: Os valores entre parêntesis correspondem às incertezas das medições nos algarismos de menor ordem.

Dos materiais utilizados como detectores de ativação para nêutrons, o ouro é o mais apropriado, pois apresenta apenas um isótopo (¹⁹⁷Au), ou seja, a sua composição isotópica é de 100%. Quando este captura um nêutron, torna-se radioativo emitindo partículas beta de 0,961 MeV e radiações gama de 0,4118 MeV (95%), o que facilita as atividades de medição da radiação induzida, sendo recomendado para execução de medições muito precisas segundo o relatório do LNHB (Laboratoire National Henri Becquerel, França) (http://www.nucleide.org/DDEP_WG/Nuclides/Au-198_tables.pdf).

O ouro possui uma meia-vida ($T_{1/2}$) de 2,6943(3) dias, exigindo muito tempo de irradiação para atingir a atividade desejada quando irradiado em valores de taxas de fluência intermediárias (de 10^2 a 10^5 n/cm².s), o que pode ser considerado uma desvantagem. No entanto, essa meia-vida alta se torna uma vantagem no caso do decaimento após a irradiação, permitindo o deslocamento (transporte) da amostra sem perdas significativas na sua atividade.

Para irradiar as folhas no interior da câmara central, foi projetada e construída na oficina mecânica do LIN uma gaiola de alumínio que fica presa a uma haste também de alumínio. As folhas ficam posicionadas em seu interior envoltas em papel alumínio, em uma diagonal que garante que as folhas recebam a mesma intensidade de cada uma das fontes (figura IV.6). A escolha do alumínio está relacionada à sua baixa seção de choque, fazendo com que ele seja praticamente invisível para os nêutrons.

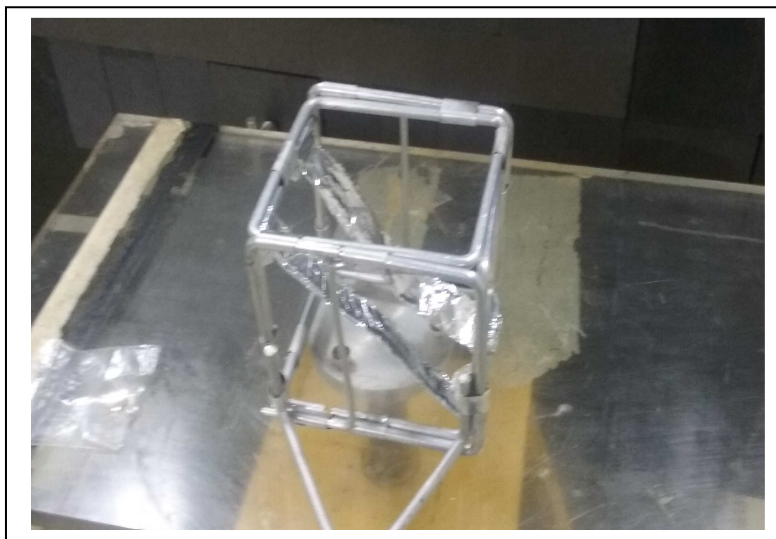


Figura IV.6 - Gaiola de alumínio usada na irradiação das folhas de ouro.

IV.1.4. – Equipamentos Para a Simulação

Todas as simulações foram realizadas com o código computacional MCNPX (Monte Carlo N-Particle eXtended) nas versões 2.5 e 2.7 (Pelowitz D. B. et al, 2011). As principais fontes de biblioteca de dados nucleares utilizados pelo MCNP são os sistemas ENDF (Evaluated Nuclear Data File), ACTI (Advanced Computational Technology Initiative), ENDL (Evaluated Nuclear Data Library), EPDL (Evaluated Photon Data Library) e ACTL (Activation Library). A visualização das simulações foi realizada com o auxílio do programa VISED2.

As simulações foram executadas com a utilização de um computador pessoal Pentium I7 – 2,4 GHz com 8 GB de memória RAM que utiliza o sistema operacional Windows 7 - 64 bits e dos computadores do LN, HP Compaq 6005 Pro, com AMD PHENOM IIx4 – 3,0 GHz com 4 GB de memória RAM que utilizam o mesmo sistema operacional. No caso de inputs que necessitavam de muitas histórias e que demorariam mais de uma semana rodando nos computadores descritos acima, os mesmos foram rodados no Laboratório de Métodos Computacionais do LN. Este laboratório possui um conjunto de 45 computadores tipo PC, cada um com 6 núcleos, para computação paralela de alto desempenho (cluster), o que reduz significativamente o tempo de processamento dos inputs. O LMC está instalado em uma sala dotada de sistema de refrigeração (figura IV.7) e, para garantir a alimentação elétrica do cluster e do sistema de refrigeração, é provido de sistema de fornecimento ininterrupto de energia (nobreack) composto por baterias e gerador diesel.



Figura IV.7 – Visão da sala do Cluster do LMC/LN

IV.2 - Simulações (montagem 1)

Como o objetivo era projetar uma instalação que gerasse o maior campo de nêutrons térmicos, as simulações foram direcionadas a princípio para garantir a maior razão de cádmio (RCd) possível. Para selecionar com qual tipo de material seria construído o núcleo da instalação, foram feitas primeiramente simulações com um arranjo de duas fontes separadas por uma câmara central, onde tanto a distância das fontes ao centro da câmara, como a espessura dos materiais foram variados para se conseguir a maior RCd possível.

IV.2.1 – Simulação dos Materiais

As simulações da parafina com grafite (PG) foram influenciadas pelas dificuldades de se obter a massa específica do composto PG, conforme será explicado no próximo item. O valor utilizado nas primeiras simulações foi baseado na medição

da massa específica média dos tarugos de PG, com adição de mais carbono na composição da fração de massa atômica da parafina comercial (*wax*).

Após a escolha dos materiais, suas espessuras e distância fontes de radiação-centro da câmara, foram incluídas na simulação as outras duas fontes de radiação, o chão, as paredes, as portas e as janelas da sala onde o dispositivo foi montado. Uma visão esquemática do primeiro sistema pode ser visto na figura II.9.

À medida que os problemas encontrados na determinação da densidade da PG eram solucionados, novas simulações foram realizadas e os resultados sobre a qualidade da fluência de nêutrons foram avaliados em relação ao espectro de nêutrons térmicos e à RCd.

IV.2.2 – Medições nas Simulações

Para analisar a qualidade da fluência de nêutrons no interior da câmara central, foram realizadas simulações com a utilização de detectores pontuais (*Tally F5*), todos com raio de 0,1 cm, em 19 pontos do interior da câmara e em 6 pontos no canal central.

Na parte externa, foram obtidos resultados das *tallies* F4 e F5 em 12 pontos ao redor da pilha, sendo 3 em cada lado, frente ou fundo. Todos os detectores foram posicionados em distâncias de 22,4 cm, 50 cm e 100 cm. A razão da medição na distância de 22,4 cm está relacionada com a menor distância em que tanto a maior esfera de bonner como vários outros monitores de nêutrons utilizados na prática podem ser posicionados no ponto para medição (Figura IV.8).

Para a determinação da fluência e dos espectros de energia nos pontos de interesse em torno da instalação foi utilizada a definição de detector de superfície (*Tally F4*) para nêutrons e a definição de detector pontual (*Tally F5*) para fótons gama, disponíveis no programa MCNPX. As *Tallies* F4 e F5 foram modificadas com a utilização com os cartões DE/DF com a introdução dos coeficientes de conversão para equivalente de dose ambiente, $H^*(10)/\Phi$, em pSv.cm^2 e para fluência de fótons gama, como visto a seguir;

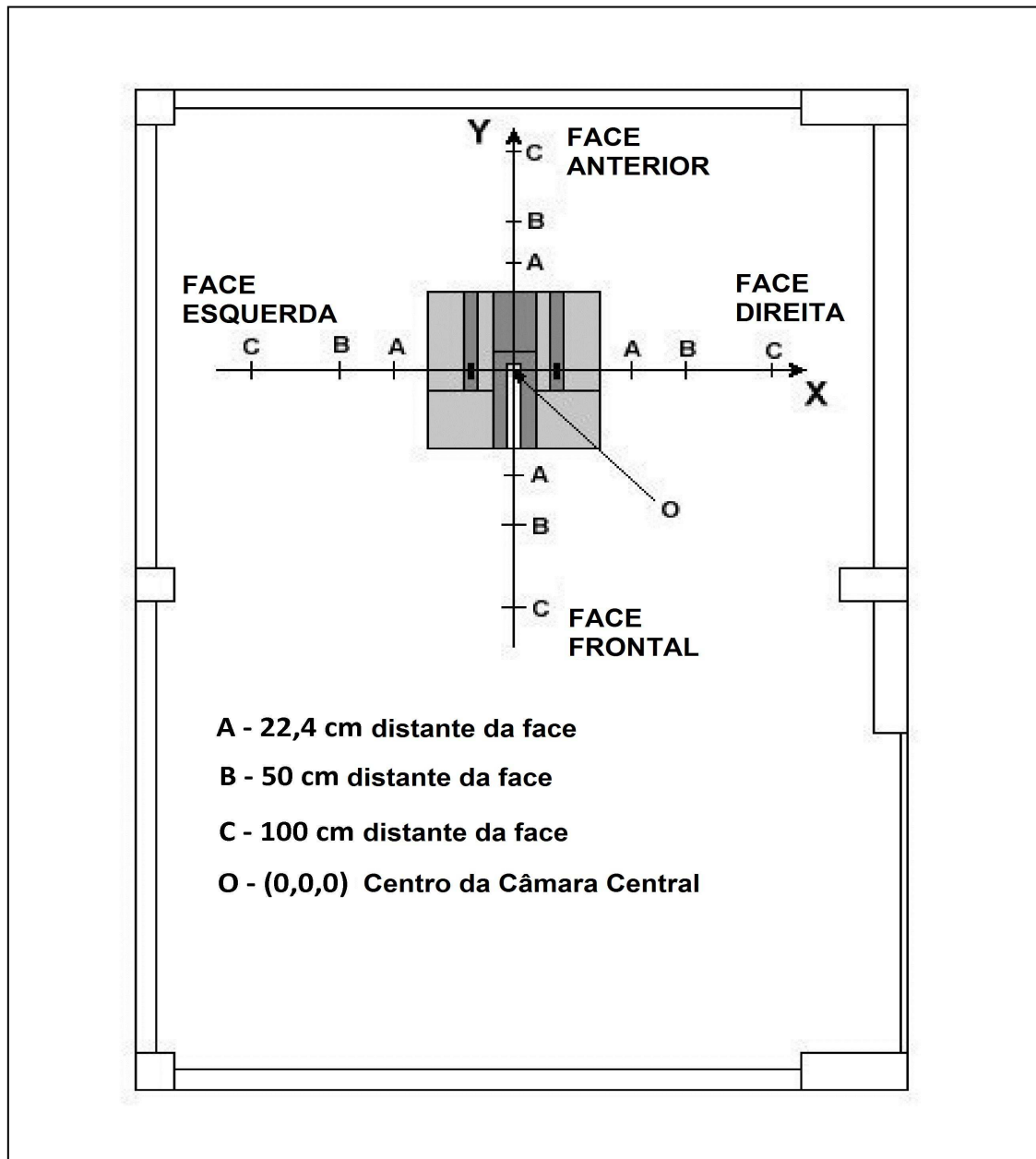


Figura IV.8 - Esquema dos pontos de medição externos na sala da instalação, com corte em $Z = 0$, incluindo as paredes, mostrando o carregamento das fontes pela parte dos fundos.

```

.....
de15 1.00E-09 1.00E-08 2.53E-08 1.00E-07 2.00E-07 5.00E-07
      1.00e-06 2.00E-06 5.00E-06 1.00E-05 2.00E-05 5.00E-05
      1.00e-04 2.00E-04 5.00E-04 1.00E-03 2.00E-03 5.00E-03
      1.00e-02 2.00E-02 3.00E-02 5.00E-02 7.00E-02 1.00E-01
      1.50e-01 2.00E-01 3.00E-01 5.00E-01 7.00E-01 9.00E-01
      1.00e+00 1.20E+00 2.00E+00 3.00E+00 4.00E+00 5.00E+00
      6.00e+00 7.00E+00 8.00E+00 9.00E+00 1.00E+01 1.20E+01
      1.40e+01 1.50E+01 1.60E+01 1.80E+01 2.00E+01
df15 6.6 9 10.6 12.9 13.5 13.6 13.3 12.9 12 11.3 10.6 9.9 9.4 8.9
      8.3 7.9 7.7 8 10.5 16.6 23.7 41.1 60 88 132 170 233 322 375
      400 416 425 420 412 408 405 400 405 409 420 440 480 520
      540 555 570 600
.....

```

e para a fluência de fótons gama:

.....
de25 0.01 0.015 0.02 0.03 0.04 0.05 0.06 0.08 0.10.15
0.2 0.3 0.4 0.5 0.6 0.8 1. 1.5 2. 3. 4. 5. 6. 8. 10.0
df25 0.061 0.83 1.05 0.81 0.64 0.55 0.51 0.53 0.61 0.89 1.2 1.8
2.38 2.93 3.44 4.38 5.2 6.9 8.6 11.1 13.4 15.5 17.6 21.6 25.6
.....

ambos obtidos da publicação ICRP 74 (ICRP, 2005).

No caso dos espectros, para todos os pontos internos e externos foi utilizado o cartão de energia da *Tally* F5, com energias variando de 1,00E-09 até 2,00E+01 MeV, da seguinte forma:

.....
E35 1.00E-09 1.00E-08 2.53E-08 1.00E-07 2.00E-07 5.00E-07
1.00e-06 2.00E-06 5.00E-06 1.00E-05 2.00E-05 5.00E-05
1.00e-04 2.00E-04 5.00E-04 1.00E-03 2.00E-03 5.00E-03
1.00e-02 2.00E-02 3.00E-02 5.00E-02 7.00E-02 1.00E-01
1.50e-01 2.00E-01 3.00E-01 5.00E-01 7.00E-01 9.00E-01
1.00e+00 1.20E+00 2.00E+00 3.00E+00 4.00E+00 5.00E+00
6.00e+00 7.00E+00 8.00E+00 9.00E+00 1.00E+01 1.20E+01
1.40e+01 1.50E+01 1.60E+01 1.80E+01 2.00E+01
.....

fazendo com que através da resposta de cada detector pudesse ser montado o espectro de energia dos nêutrons nesses pontos.

IV.3 - Simulações (montagem 2)

Em face dos problemas encontrados com a PG e também pelos espectros obtidos nas simulações não estarem de acordo com os obtidos experimentalmente, foi decidida a reformulação do sistema de maneira que a PG tivesse a menor influência possível na fluência na câmara central. Dessa forma, um novo sistema foi simulado, com todo o seu núcleo formado por grafite e a PG colocada em volta desse núcleo, sendo mantidas as mesmas quatro fontes, sendo que a distância delas ao centro da câmara diminuiu para 25 cm e o carregamento das fontes nesse novo projeto foi feito pela frente, conforme pode ser visto na figura IV.9.

Todos os procedimentos de simulação executados na primeira versão foram refeitos nessa segunda versão, com a introdução de novos procedimentos para garantir melhores resultados.

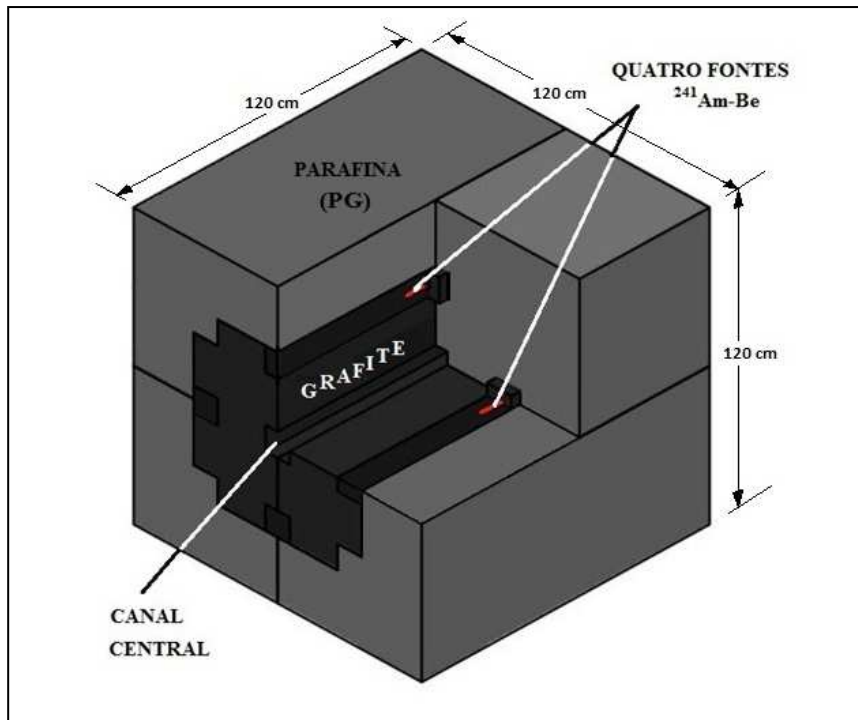


Figura IV.9 - Visão esquemática do novo sistema (montagem 2)

Na parte externa, as simulações foram limitadas a seis pontos ao redor da pilha, sendo que os três na frente foram priorizados, com os detectores e monitores sendo posicionados na frente em distâncias de 22,4 cm (A), 50 cm (B) e 100 cm (C), e na distância de 50 cm (B) em cada lado e nos fundos (Figura IV.4).

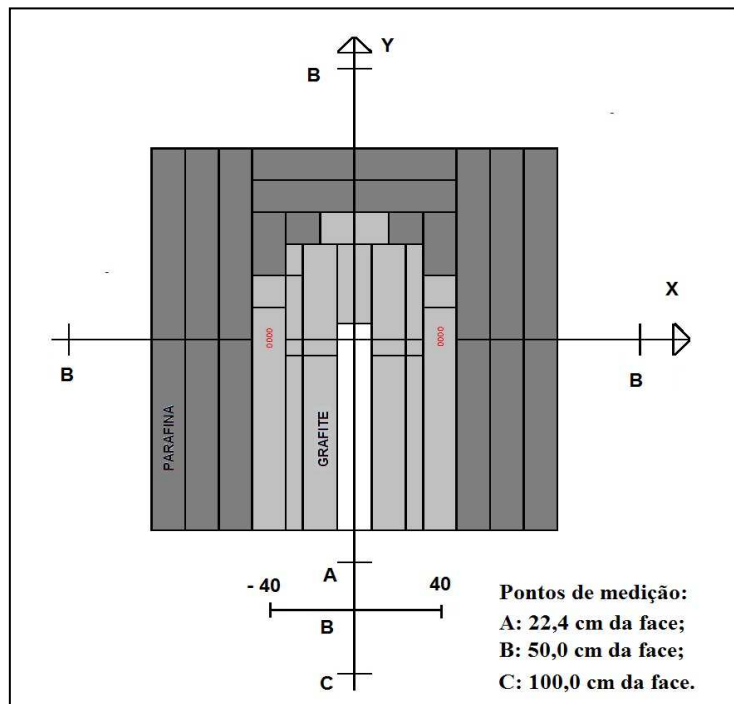


Figura IV.10 - Esquema dos pontos de medição externos na sala da instalação, com corte do sistema em Z = 0.

IV.3.1 – Simulação das Folhas de Ativação

Dentre os novos procedimentos, está a simulação das folhas de ouro, nua e com a cobertura de cádmio, na posição em que foram irradiadas dentro da câmara, inclusive com a cobertura de papel de alumínio (figura IV.11). Neste caso foi utilizada uma *Tally* do tipo 4 modificada para que a resposta seja em termos da reação n-gama (102), conforme mostrado a seguir:

```
.....  
FC14 captura de nêutrons pelo ouro  
F14:N 1197 $ célula da folha nua  
FM14 1 9 -2 (102) (103) (107)  
E14 4.5e-7 1e-6 0.1 20  
.....
```

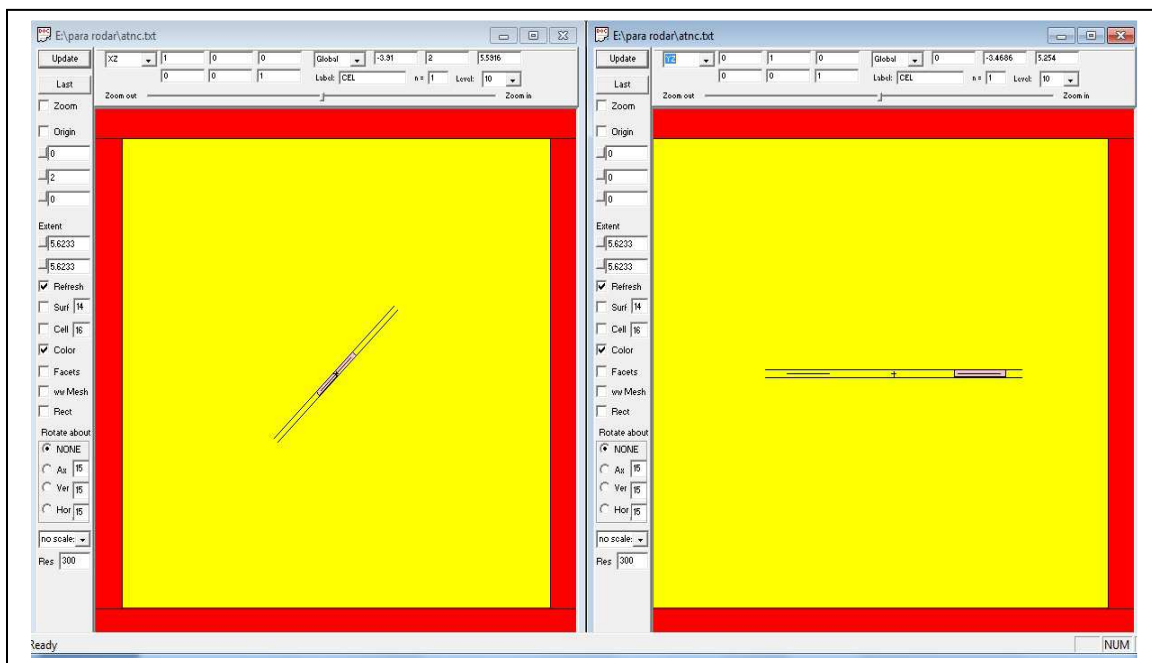


Figura IV.11 - Vista da simulação das folhas de ouro nos planos XZ – esquerda (só aparece a folha de ouro coberta com cádmio e as folhas de alumínio) e no XY – direita (aparecem as duas envoltas com a fina camada de alumínio). Visualização obtida com VISED2.

IV.3.2 – Simulação do Monitor de Nêutrons WENDI

Outro novo procedimento utilizado foi a simulação do monitor de nêutrons WENDI em cada ponto de medida para a obtenção de sua função resposta, além da utilização da *tally* F4 modificada através do número identificado 103, que representa o tipo de reação (n, p):

.....
F4:N 7004 \$ célula com o volume ativo do detector
FM41 74 103 \$ reação (n,p) no material 74
.....

Esta simulação do monitor WENDI foi baseada em exemplo de simulações já executadas e adaptada para o presente caso (Tolo S., 2012). Para obtenção da função resposta do monitor, foi utilizado o espectro da fonte de nêutrons SN4 80, fonte de referência primária para calibração de monitores, e os espectros nos pontos de interesse, sendo o monitor simulado na distância de referência e nesses pontos de interesse conforme pode ser visto na figura IV.12.

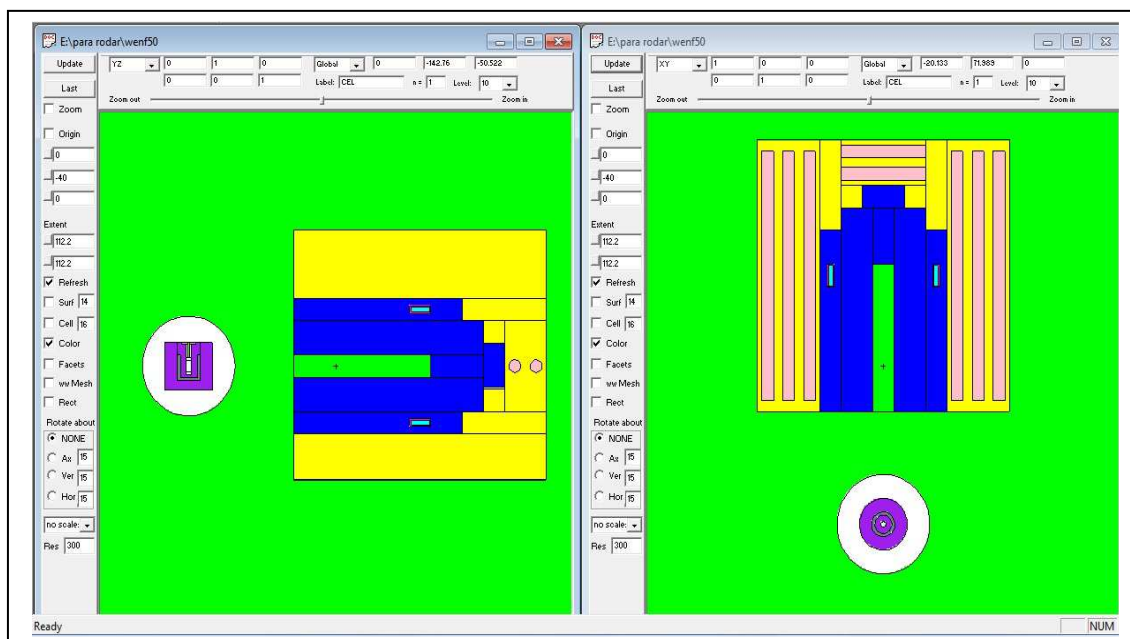


Figura IV.12 - Visão do WENDI simulado na posição frente 50 cm. Visualizado com VISED2.

IV.3.3 – Simulação de Filtro de Polietileno

Com vista a possibilitar a criação de uma faixa de baixa variação do equivalente de dose ambiente, $H^*(10)$, na distância de 50 cm da face frontal, foi simulado um filtro de polietileno que, ao ser colocado na entrada do canal central, possibilita a criação de uma faixa de $H^*(10)$ “homogênea” ao longo de cerca de 35 cm, permitindo que seja feita calibração de dosímetros com a utilização de fantoma ISO de $30 \times 30 \times 15 \text{ cm}^3$, como mostrado na figura IV.13.

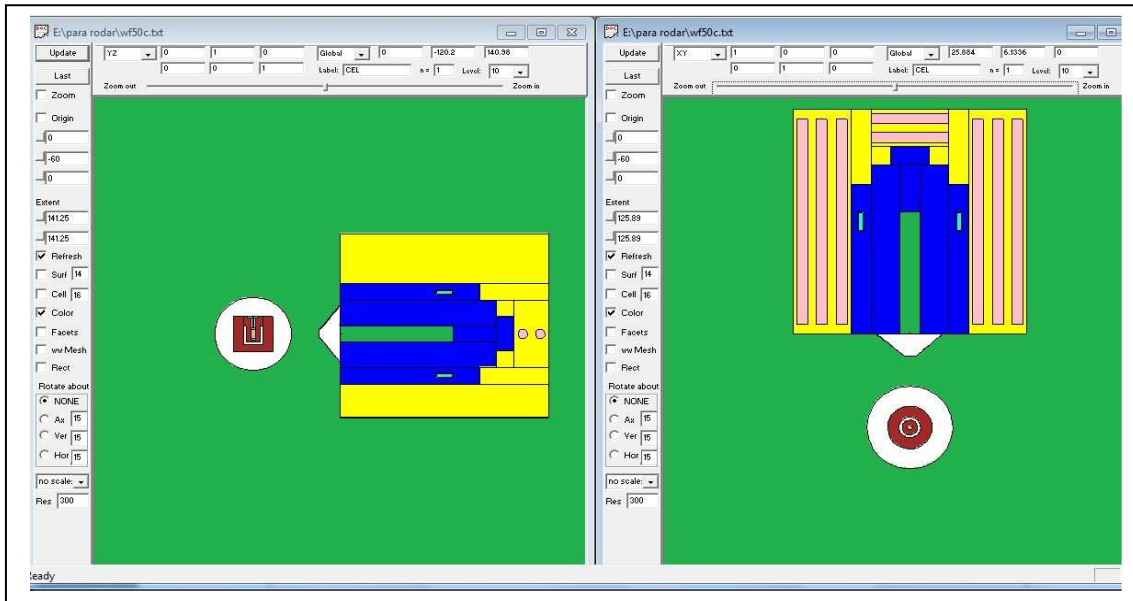


Figura IV. 13 - Simulação do filtro de polietileno na boca do canal central (cor branca), com o monitor WENDI sendo simulado na posição frente 50 cm e visualizado com VISED2.

Para estimar a espessura ideal de cada disco, foram simuladas diversas espessuras até ser conseguida uma que proporcionasse a obtenção do efeito desejado. Com esses valores o filtro foi fabricado.

IV.3.4 – Simulação de Fonte Virtual para Inverso do Quadrado da Distância

No caso de uma fonte puntiforme de radiação, emitindo em todas as direções, a fração de radiação que chega ao detector vai depender da distância entre ele e a fonte, bem como da área sensível do detector voltada para a mesma.

À medida que a fonte é afastada do detector, reduz-se o valor do ângulo sólido, sendo que a abertura do ângulo sólido está limitada pela área sensível do detector e seu vértice está na fonte.

Desta forma, quanto mais afastada do detector, menor será a fração da atividade total da fonte que será percebida. Por relações que a geometria fornece, pode ser demonstrado que a atividade ou a intensidade da radiação recebida pelo detector varia inversamente com o quadrado da distância fonte-detector, sendo conhecida como "Lei do Inverso do Quadrado da Distância" (LIQD), como pode ser visto na figura IV.14. Esta lei pode ser descrita pela equação:

$$I_1/I_2 = D_1^2/D_2^2, \quad \text{ou de uma maneira geral} \quad I_n = I_1 \times (D_1^2/D_n^2) \quad \text{IV.1}$$

Onde:

I_1 : Intensidade da radiação na distância D_1 ;

I_2 : Intensidade da radiação na distância D_2 ;

I_n : Intensidade da radiação na distância D_n ;

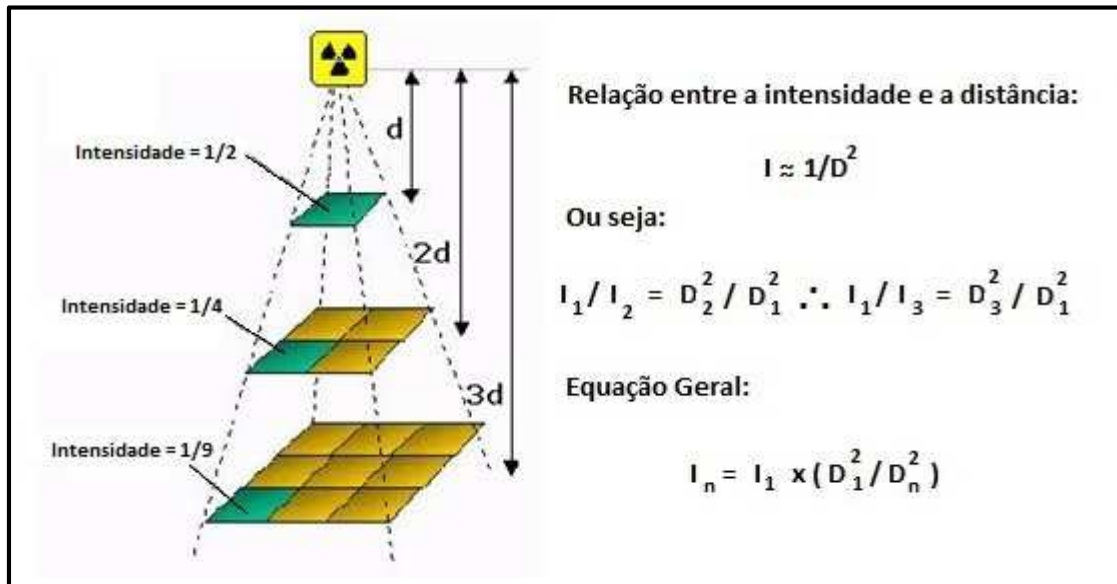


Figura IV.14 – Lei do inverso do quadrado da distância (LIQD).

Dessa forma, uma vez determinado o valor da intensidade I_1 para uma distância específica D_1 , pode ser prevista, por meio da equação geral, a intensidade da radiação recebida pelo detector numa distância conhecida D_n .

Apesar de ser necessária a existência de uma fonte de radiação pontual para que esta lei tenha validade, em alguns casos onde existe mais de uma fonte, é possível a utilização desta lei desde que seja determinado um ponto onde possa ser posicionada uma fonte virtual e deste ponto em diante os pontos correspondam à LIQD.

No sistema de nêutrons térmicos construído, como existe um fluxo de nêutrons na direção negativa do eixo dos Y, é possível ajustar uma curva e determinar tanto a posição da fonte virtual como os pontos que obedeçam à LIQD.

Visando a utilização do sistema para testes de monitores de nêutrons, é de extrema importância que seja feito o levantamento de uma curva com os pontos correspondentes à LIQD. Com este objetivo, foram obtidos os valores da taxa de equivalente de dose ambiente por simulação em diversos pontos ao longo do eixo longitudinal (Y) na face frontal com objetivo de determinar uma função que

corresponda ao inverso do quadrado da distância e a posição da fonte pontual virtual "X" para que valha a LIQD (figura IV.15).

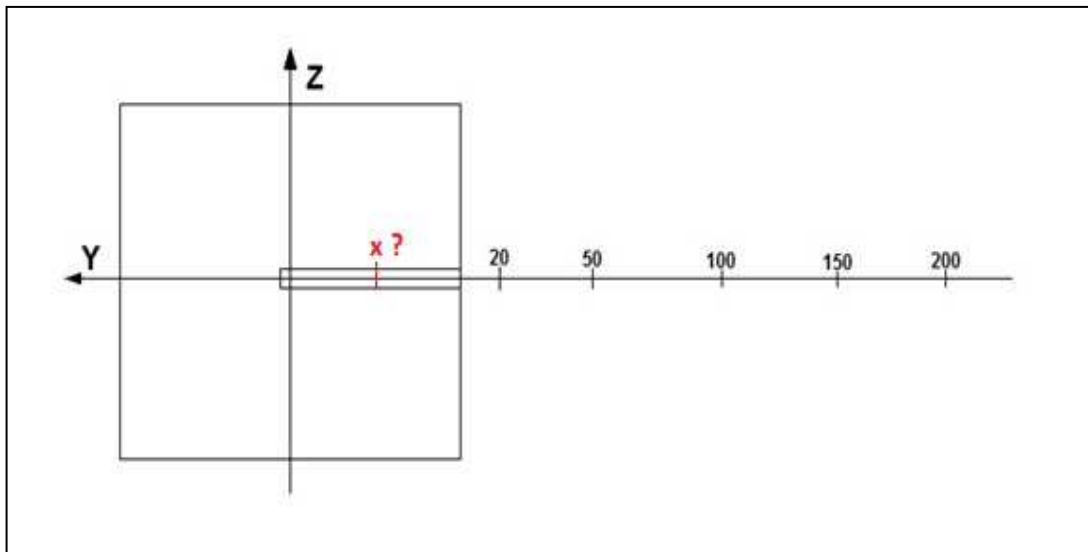


Figura IV.15 - Esquema dos pontos de medição ao longo do eixo longitudinal.

IV.3.5 – Simulação do EMB nos Pontos

Para a obtenção dos espectros, foi também simulado o espectrômetro de esferas de bonner em cada um dos pontos de medição na parte frontal da pilha. A simulação deste espectrômetro foi baseada em exemplo existente na tese de Roberto Lemos (Lemos R. M. J., 2009), utilizando uma *tally* F4 com os números -2 (absorção) e 105 (produção de trício) e o desdobramento do espectro realizado com o programa NEURALN :

```

.....
f4:n 5001
fm4 1.58933E-03 5001 (-2) (105) $ -2 (absorção) e 105 (n,t)
.....

```

A simulação do EMB com a esfera de 30,48 cm (12 polegadas) pode ser observada na figura IV.16 na posição 50 cm da face frontal.

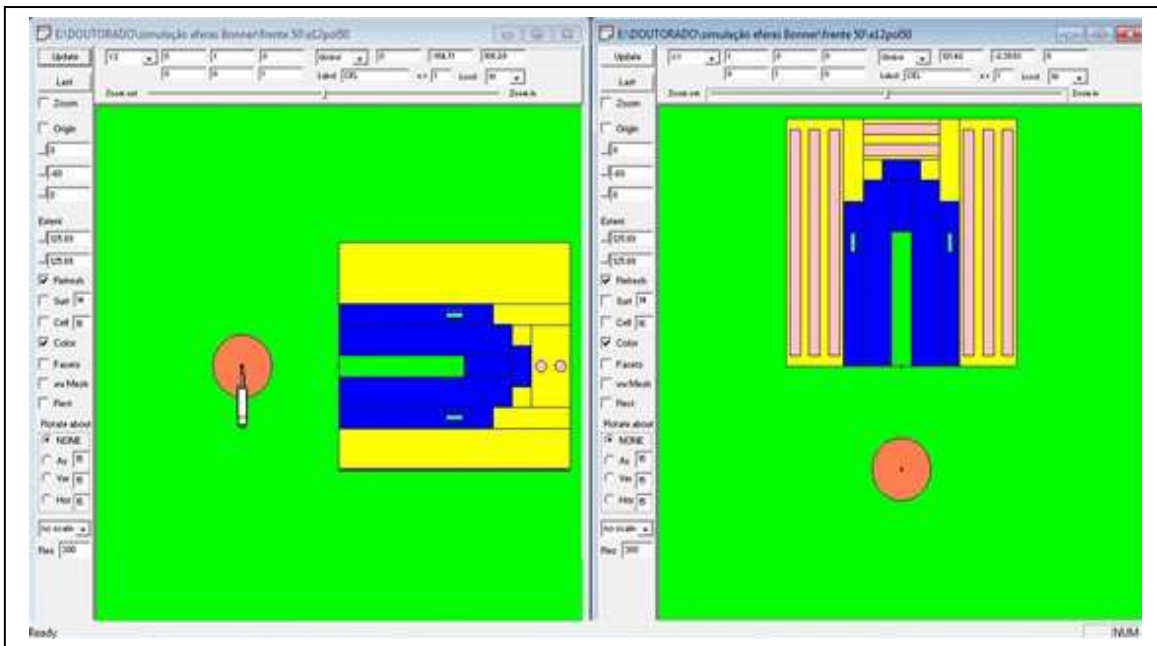


Figura IV.16 - Simulação do EMB no sistema, sendo mostrada a esfera de 30,48 cm (12 polegadas) na posição frente 50 cm. Visualização com VISED2.

IV.4 – Metodologia

IV.4.1 – Emissão das Fontes

A fonte S1, uma das quatro fontes de nêutrons utilizada, foi calibrada por meio do Sistema de Padronização Primária e Absoluta de Fontes de Nêutrons com rastreabilidade ao BIPM pela comparação da chave internacional CCRI-III K9 em relação às taxas de emissão da fonte de $^{241}\text{Am-Be}$ (Roberts, N. J. et al, 2011).

As taxas de emissão das outras três fontes (S2, S3 e S4) foram intercomparadas com a fonte S1, também com a utilização do sistema de multiesferas de bonner no LBE do LN, e posteriormente normalizadas.

IV.4.2 – Medição das Folhas Ativadas

Com o intuito de garantir a rastreabilidade dos resultados e estimar a eficiência do sistema de espectrometria LNMRI para a energia do ouro, uma folha de ouro foi medida no sistema de anticoincidência do LMNRI e imediatamente levada para ser medida no sistema de espectrometria. A eficiência do sistema espectrométrico foi então obtida pela comparação dos resultados. A primeira folha irradiada no sistema construído e, apesar de ter sido irradiada por quase 10 meias-vidas do nuclídeo

radioativo (^{198}Au), apresentou uma atividade com incerteza superior a 17% ao ser feita a medição no sistema de anticoincidência, inviabilizando o cálculo da eficiência do sistema de espectrometria para a energia do ouro.

Para solucionar esse problema, uma nova amostra foi irradiada durante 38 minutos no Reator Argonauta do Instituto de Engenharia Nuclear - CNEN, garantindo atividade suficiente para que no trajeto até o IRD e durante as medições não houvesse perda significativa de atividade. Essa folha foi então colocada em um frasco com cintilador líquido, como mostrado na figura IV.17, e sua atividade medida no sistema de anticoincidência da metrologia de radionuclídeos do LMNRI. Ao término dessa medição, essa mesma folha de ouro foi retirada do cintilador líquido e levada imediatamente para ser colocada no sistema de espectrometria do mesmo Laboratório.

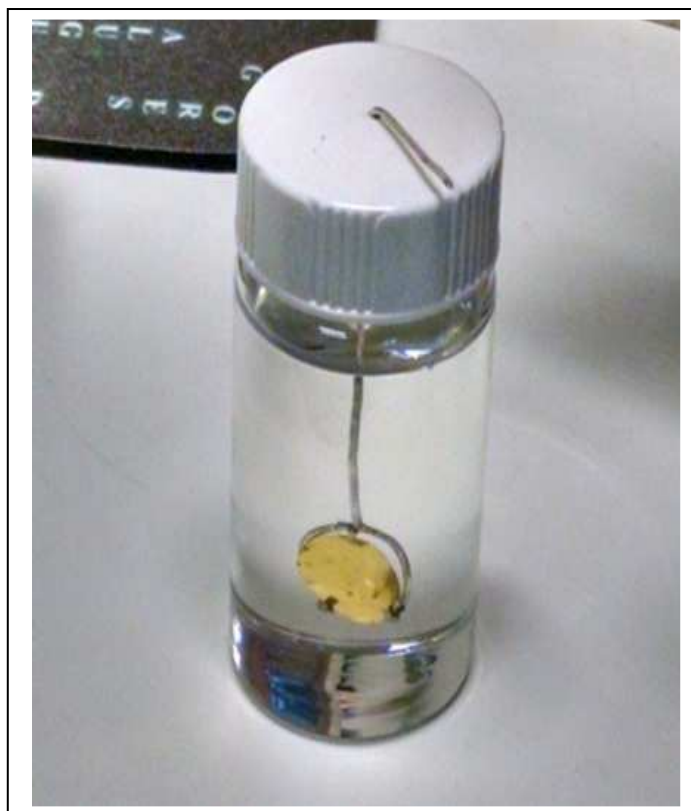


Figura IV.17 - Folha de ouro posicionada no frasco de cintilador líquido por meio de uma garra que garantiu que a mesma ficasse na vertical ao ser imersa.

A partir da comparação das duas medições, foi possível estimar a eficiência do sistema de espectrometria na energia de emissão do ouro para todas as medições que se seguiram. Após a estimativa da eficiência para a energia do ^{198}Au , foram realizadas três séries de irradiações no sistema térmico, sempre com duas folhas de

ouro com massas parecidas, sendo sempre uma das folhas coberta com cádmio e a outra nua. Cada série, após a irradiação, foi levada para ser avaliada no sistema de espectrometria, sendo sempre a folha nua a primeira a ser medida (maior atividade), evitando que decorresse tempo significativo entre a retirada das amostras da irradiação. Com os resultados obtidos, foi calculada a RCd e a fluência de nêutrons de cada série e comparadas com os valores obtidos na simulação das folhas no MCNPX.

IV.4.3 – Obtenção dos Espectros

Os espectros nos pontos de interesse foram obtidos de duas formas: com a simulação do EMB e de cada uma das suas esferas nos pontos de interesse e com a utilização do EMB propriamente dito para as medidas experimentais. Os espectros gerados tanto a partir do grupo de esferas simuladas como as do grupo das medições experimentais foram extraídos com o auxílio do programa NEURALN.

IV.4.4 – Filtro de Polietileno

Para a obtenção de uma faixa homogênea de equivalente de dose ambiente que permitisse a utilização do fantoma ISO (caixa de acrílico preenchida com água medindo $30 \times 30 \times 15 \text{ cm}^3$), foi simulado, projetado e construído um filtro de polietileno composto de 29 discos com diâmetros variando de 5 até 34 cm. Foram simuladas diversas espessuras até chegar a uma com 4 mm que proporcionasse o efeito desejado. Com esses dados, o filtro foi construído conforme a figura IV.18.

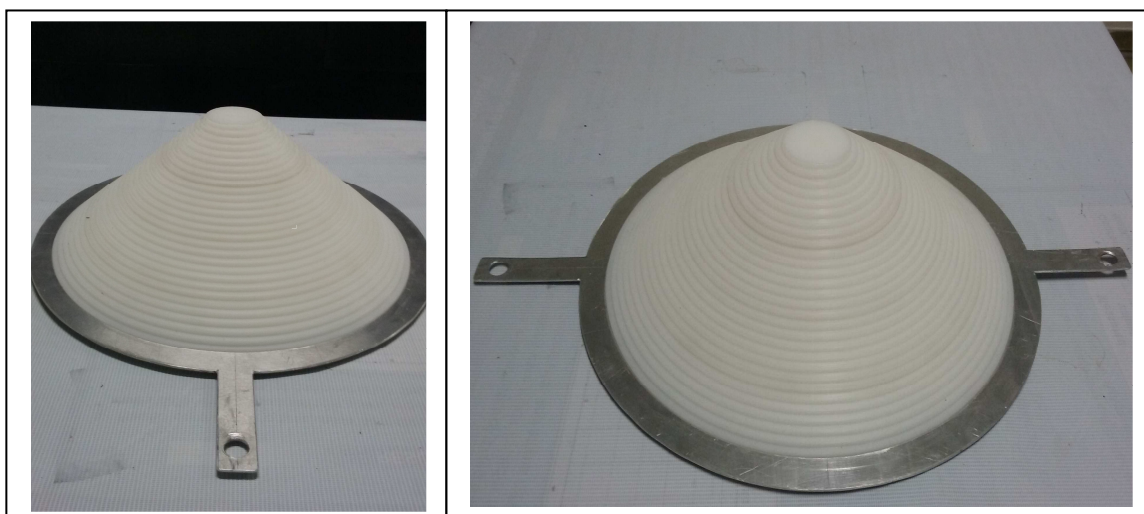


Figura IV.18 - Filtro de polietileno com anel de alumínio para fixação, para ser instalado na entrada do canal central

Junto com o filtro, foi construído um aro de alumínio com dois prolongamentos para que o filtro pudesse ser fixado na entrada do canal. Essa fixação utiliza os puxadores dos tarugos de grafite, onde se localizam as fontes S3 e S4 (fontes na vertical), como apoio.

IV.4.5 – Função Resposta do Monitor de Nêutrons

Monitores comerciais de nêutrons são conhecidos por terem funções de resposta que variam bastante em todo intervalo de energias de nêutrons em que podem ser utilizados, fazendo com que a leitura deva ser corrigida para diferentes distribuições de energias. Uma comparação entre a simulação e a medição com um desses dispositivos é, portanto, de valor limitado. Uma comparação mais útil é aquela que envolve o uso da função resposta do instrumento de pesquisa e o espectro de nêutrons em consideração, ambos simulados para calcular sua resposta prevista. Esse resultado pode então ser comparado com a medição real como pode ser visto no gráfico da figura IV.19.

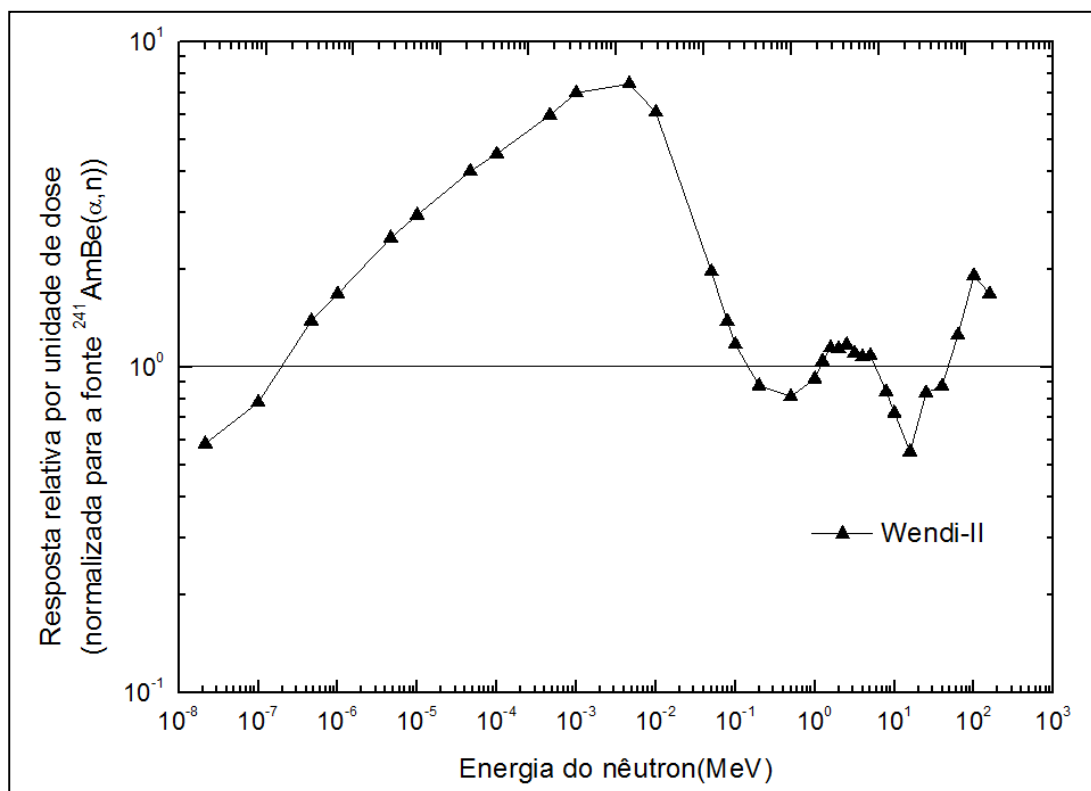


Figura IV.19 - Análise da dependência energética do detector Wendi (Salgado A. P., 2015).

Com o intuito de fazer uma comparação com os resultados da simulação, a função resposta do monitor de nêutrons *WENDI* foi simulada para obtenção da taxa de equivalente de dose tanto para os valores obtidos na simulação do *WENDI*, como para os valores medidos com o referido monitor.

Para simular em cada ponto de calibração, o ajuste de referência para o monitor de área utilizado, neste caso o *WENDI* (certificado de calibração no anexo 2), foi utilizada a norma ISO-8529-1, que fornece condições de referência para espectros de nêutrons. A fonte de nêutrons com espectro de Am-Be, número de série SN480, foi colocada a várias distâncias do monitor para fornecer Valores Verdadeiros Convencionais (VVC) em $\mu\text{Sv/h}$ (ou taxa de equivalente de dose ambiente - $\dot{H}^*(10)$).

Apesar dos valores existentes no certificado, uma nova curva foi levantada com os mesmos pares ordenados, em medição realizada com o *WENDI* no Laboratório de Baixo Espalhamento (LBE/LN), para que alguns pontos que estavam fora da curva fossem incluídos no domínio. De posse desses valores, para cada ponto medido foi realizada uma simulação que correlacionava a produção de partículas por nêutron emitido pela fonte no volume ativo do detector *WENDI* simulado mostrado na figura IV.20 (função resposta), com a taxa de equivalente de dose ambiente para a mesma fonte de nêutrons utilizada na medição.

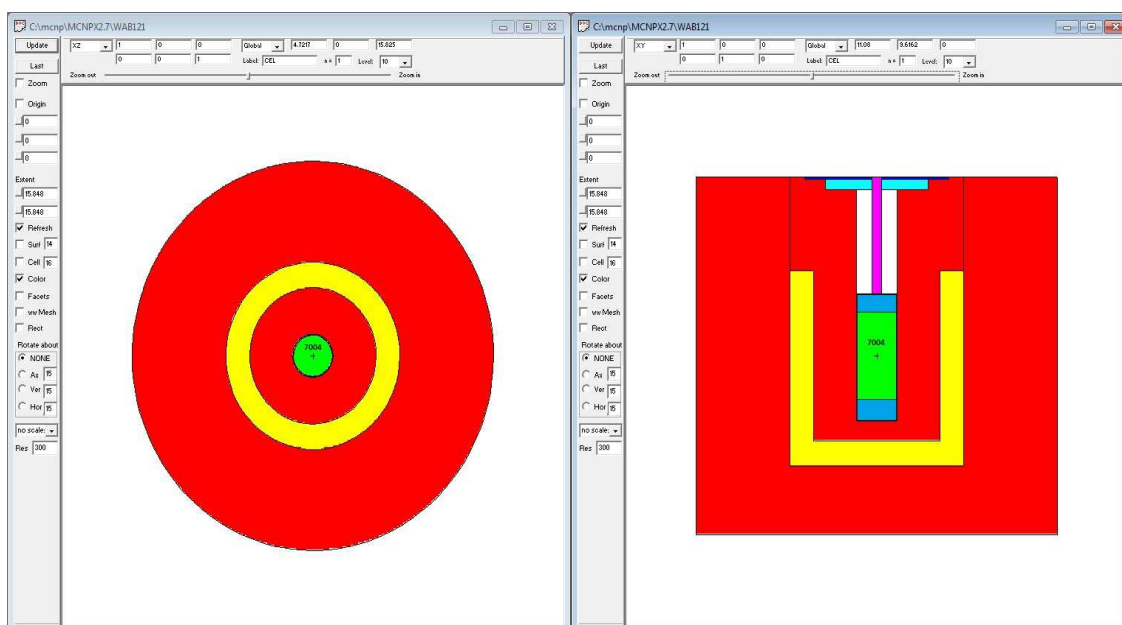


Figura IV.20 – Wendi simulado com o volume ativo em verde (célula 7004) com VISED2.

Com os resultados da medição e da simulação da taxa de resposta do WENDI, foi traçado um gráfico de “Leitura do WENDI” ($\mu\text{Sv/h}$) versus “taxa de resposta do instrumento” (partículas/s) e também traçada uma curva de tendência com ajuste polinomial com grau 2. Com este ajuste foi obtida a equação que fornece a função resposta do WENDI para cada ponto de medição.

CAPÍTULO V

V.1 – RESULTADOS OBTIDOS (MONTAGEM 1)

A partir do material existente (parafina PG e grafite), o sistema foi montado sobre a mesa plataforma original, com a utilização de quatro fontes de $^{241}\text{Am-Be}$ cuja atividade é de 0,6 TBq (16 Ci) cada, na configuração mostrada na figura V.1.

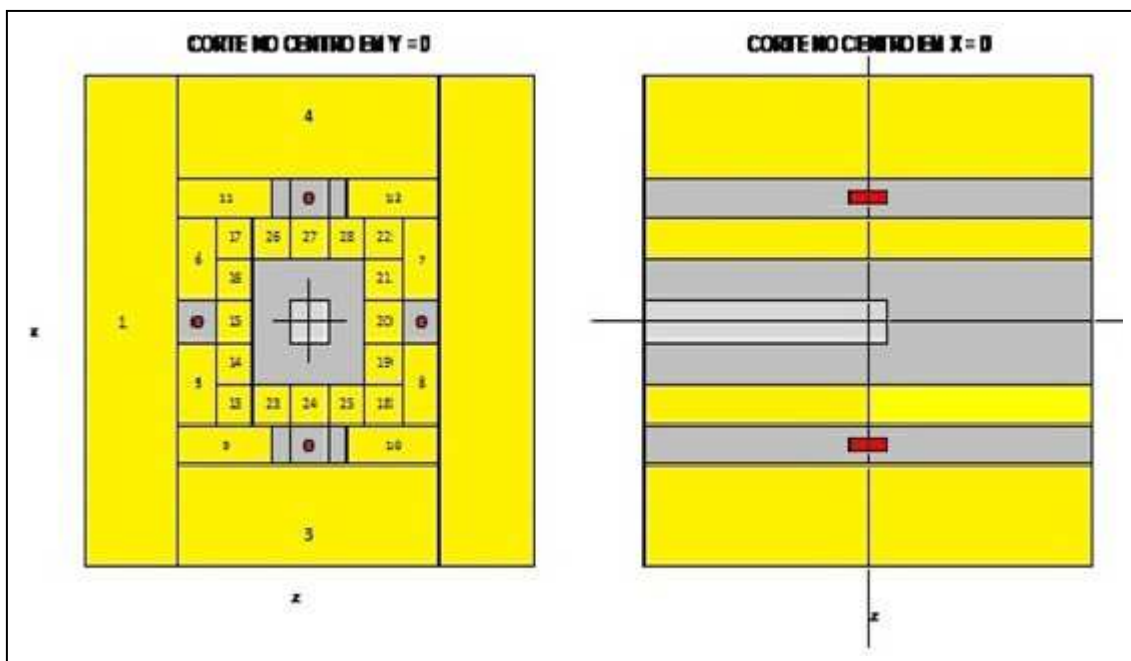


Figura V.1 – Modelo esquemático da simulação da primeira montagem, com a posição do canal e da câmara central. Na esquerda podem ser observadas as quatro fontes equidistantes, os blocos de parafina (amarelo) e os de grafite (cinza). No da direita é mostrado um corte do canal e da câmara central e as fontes laterais (vermelhas).

Foram feitas simulações variando a composição dos materiais e suas espessuras entre as fontes de nêutrons e o centro da câmara central (conforme gráfico da figura V.2). A maior RCd na interface da câmara central foi obtida com a utilização de um arranjo que utilizava 10 cm de PG e 10 cm de grafite. Com essa configuração foi possível obter uma alta RCd sem redução da fluência de nêutrons, se comparada com a utilização de parafina wax ou grafite somente.

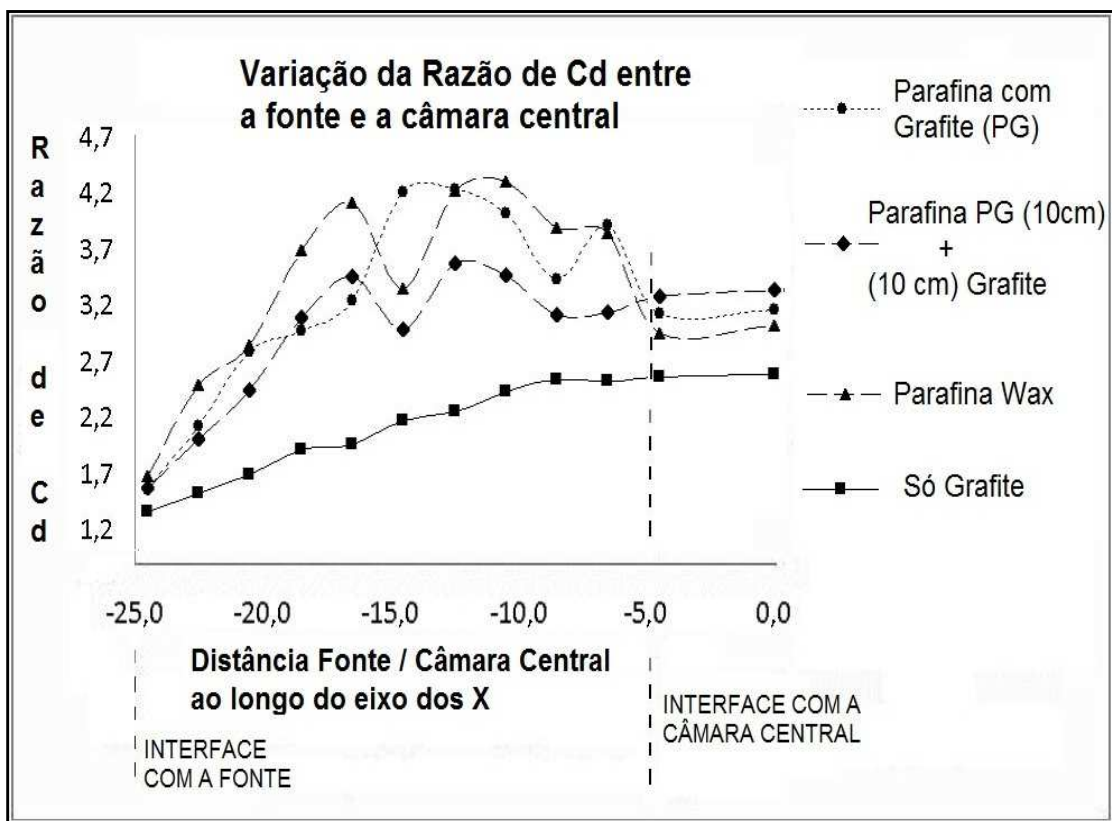


Figura V.2 - Variação da razão de cádmio para vários materiais.

Todos os blocos de parafina PG e os de grafite foram pesados e marcados antes do início da construção da pilha. O bloco mais pesado de PG apresentou uma massa de 8250 g, correspondendo a uma densidade de $1,375 \text{ g/cm}^3$ e o mais leve de 6865 g (densidade de $1,144 \text{ g/cm}^3$). Os blocos de grafite apresentaram uma densidade média de $1,328(14) \text{ g/cm}^2$.

Nessa etapa, foi verificado que os blocos de PG apresentavam uma variação de aproximadamente 1,3 kg entre o mais leve e o mais pesado dos blocos, gerando uma incerteza não aceitável na sua densidade para fins de simulação. Para tentar solucionar este problema, o tarugo de PG mais pesado e o mais leve foram radiografados no Laboratório de Instrumentação Nuclear LIN/COPPE/UFRJ, conforme mostrado na figura V.3, indicando que, além dos mesmos serem muito heterogêneos, o tarugo mais leve possuía um miolo repleto de bolhas de ar, o que acontece em menor quantidade no tarugo mais pesado. A análise das radiografias também indicou a presença de impurezas, principalmente resíduos de areia, provavelmente misturados durante a fundição dos tarugos.

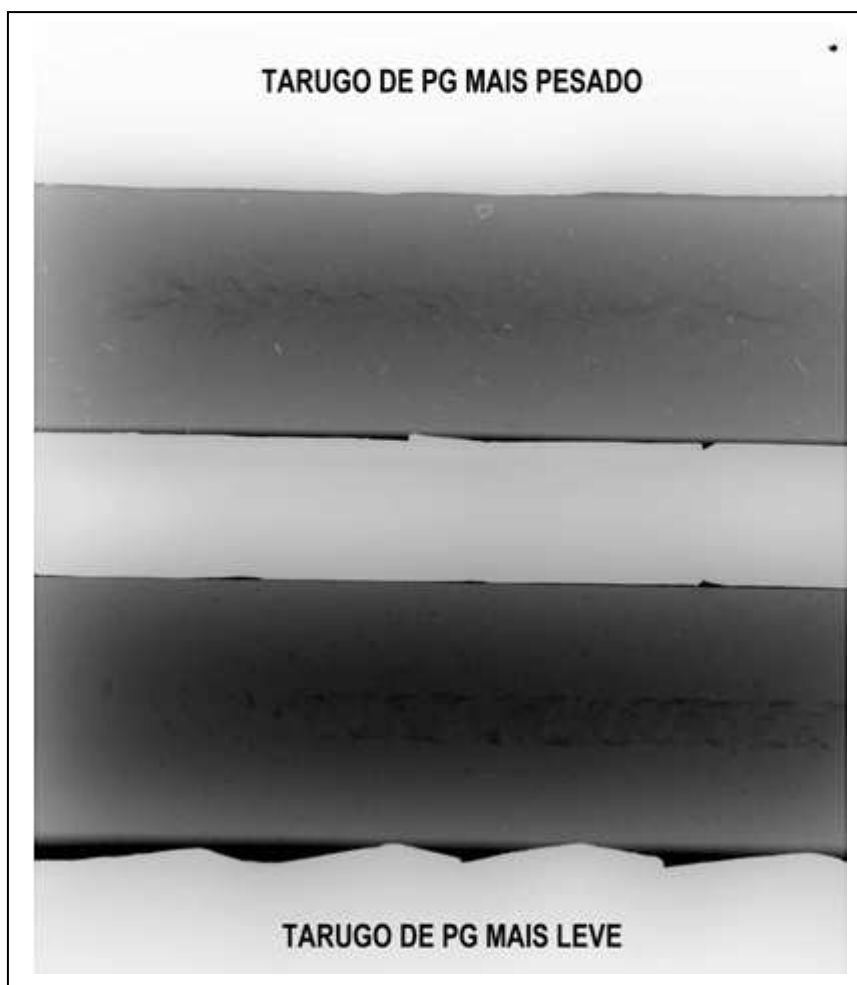


Figura V.3 - Radiografia do tarugo de PG mais pesado e do mais leve. A parte mais escura indica uma densidade menor.

Com o intuito de tentar aproximar a densidade da PG da densidade real, foi cortada uma fatia de um tarugo que se quebrou e, após a fatia ser usinada para uma espessura de 2 cm, foi retirado o miolo da mesma, conforme pode ser visto na figura V.4. As duas peças foram então pesadas e seus volumes e densidades calculados. A peça externa apresentou uma densidade de $1,252(35) \text{ g/cm}^3$ e a interna de $1,241(39) \text{ g/cm}^3$. Apesar do resultado não ter mostrado a diferença esperada entre o miolo e a parte mais externa, este foi introduzido nas simulações, de modo que todos os tarugos de PG situados no plano $Z = 0$ foram simulados com duas densidades, uma externa maior e um cilindro com densidade menor no seu interior. Simulações posteriores com a utilização dessa nova configuração não produziram resultados melhores para fluência nos pontos de interesse.

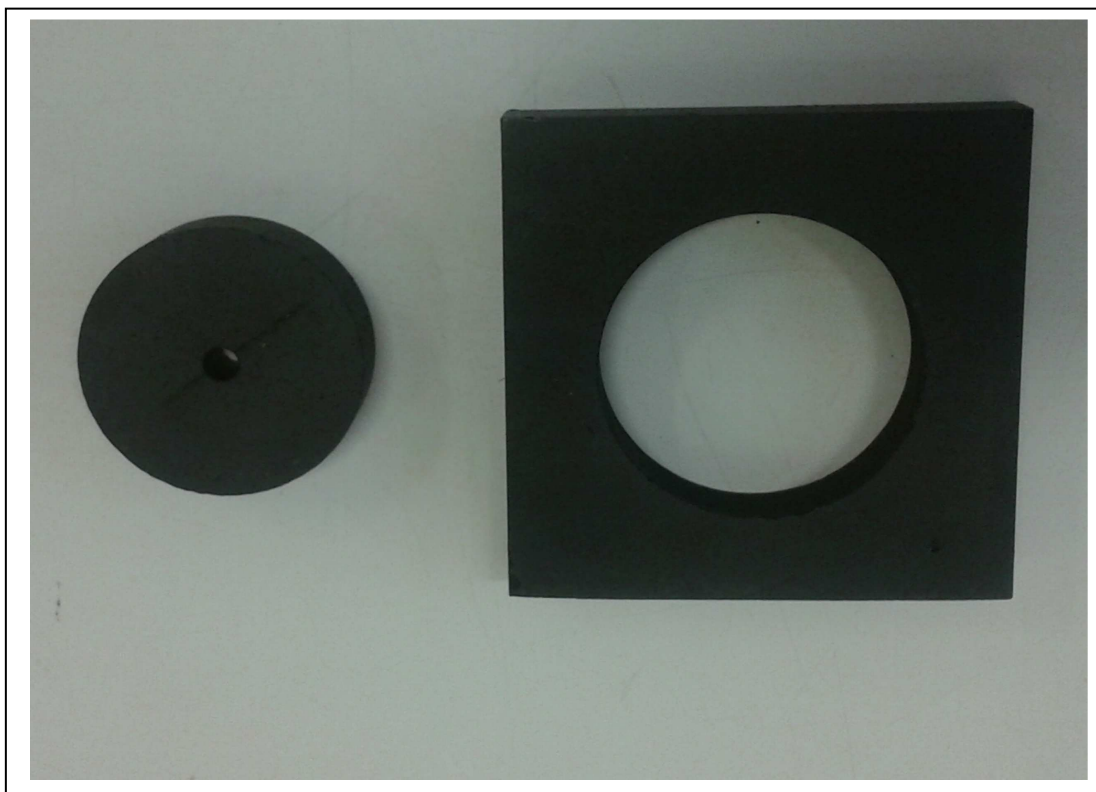


Figura V.4 - Seção transversal do tarugo de PG com a retirada do miolo.

Visando a obtenção da fração em peso da PG, foram realizadas análises elementares CNH em dois laboratórios da UFRJ, que apresentaram resultados bastante discrepantes do que era esperado principalmente em relação ao teor de carbono. A explicação, segundo os responsáveis pelas análises indicava que a fração de carbono extrapolava o padrão existente no aparelho. Uma nova e última análise foi realizada na PUC-RJ.

A partir desta análise elementar CNH executada na PUC-RJ, foi possível estimar a fração mássica do composto PG. O resultado, apesar de estar longe das frações mássicas utilizadas à princípio nas simulações, apresentou 89,6% de carbono, 7,4% de hidrogênio e 3% de impurezas (provavelmente ar e areia). O resultado da análise CNH é mostrado no anexo I. Baseado nos resultados obtidos na radiografia e na análise elementar CNH, foi incluído na fração de massa da PG para simulação cerca de 3% de ar e areia (SiO_2). A inclusão das impurezas não produziram alterações nos resultados das simulações para fluência nos pontos de interesse, sendo dessa forma, descartados.

V.1.1 - Fontes Radioativas

Com o auxílio do EMB, foi obtido em 24/06/2013 o espectro da fonte S1 (A-639) e, posteriormente, todas as três outras fontes de Am-Be foram intercomparadas com a fonte S1, cujo espectro é mostrado na figura V.6.

Na tabela V.1 é mostrada a taxa de emissão das 4 fontes utilizadas na pilha, medidas com o espectrômetro de bonner (EMB) e a contribuição de cada uma para a fluência total. Pode ser observado que a maior diferença entre as emissões das 4 fontes é de cerca de 10%, fato este que foi ponderado durante o posicionamento e nas simulações do sistema.

TABELA V.I - Emissão das Fontes e Peso Ponderado

 FONTE	 CÓD. LN	 EMISSÃO (n/s)	 PÊSO	 PONDERAÇÃO	 En. Méd. (MeV)
 S1	 A-639	 3,952(59)E+07	 1,000000	 0,254	 4,17
 S2	 A-441	 3,868(58)E+07	 0,978805	 0,249	 4,11
 S3	 A-397	 3,627(54)E+07	 0,917744	 0,233	 4,23
 S4	 A-597	 4,097(62)E+07	 1,036656	 0,264	 4,22
 TOTAL		 1,554(59)E+08	 3,933205	 1,000	

Os espectros obtidos com as fontes concordam com o espectro da fonte SN480 inclusive em relação às energias médias, conforme pode ser visto na superposição dos 5 espectros no último gráfico da figura V.5. considerando que a energia média da fonte SN480 é de 4,16 MeV e a média das energias médias das quatro fontes é de 4,18(5) MeV,

V.1.2 - Medições na câmara central e ao redor da pilha

Os resultados obtidos na simulação da fluência em 19 pontos no interior da câmara central mostraram uma variação de menos de 1% na fluência e nos cálculos da RCd entre os pontos, indicando uma fluência bem homogênea no interior da Câmara Central. A taxa de fluência média calculada pela simulação no interior da Câmara foi de $1,458(23) \times 10^4$ n/cm².s.

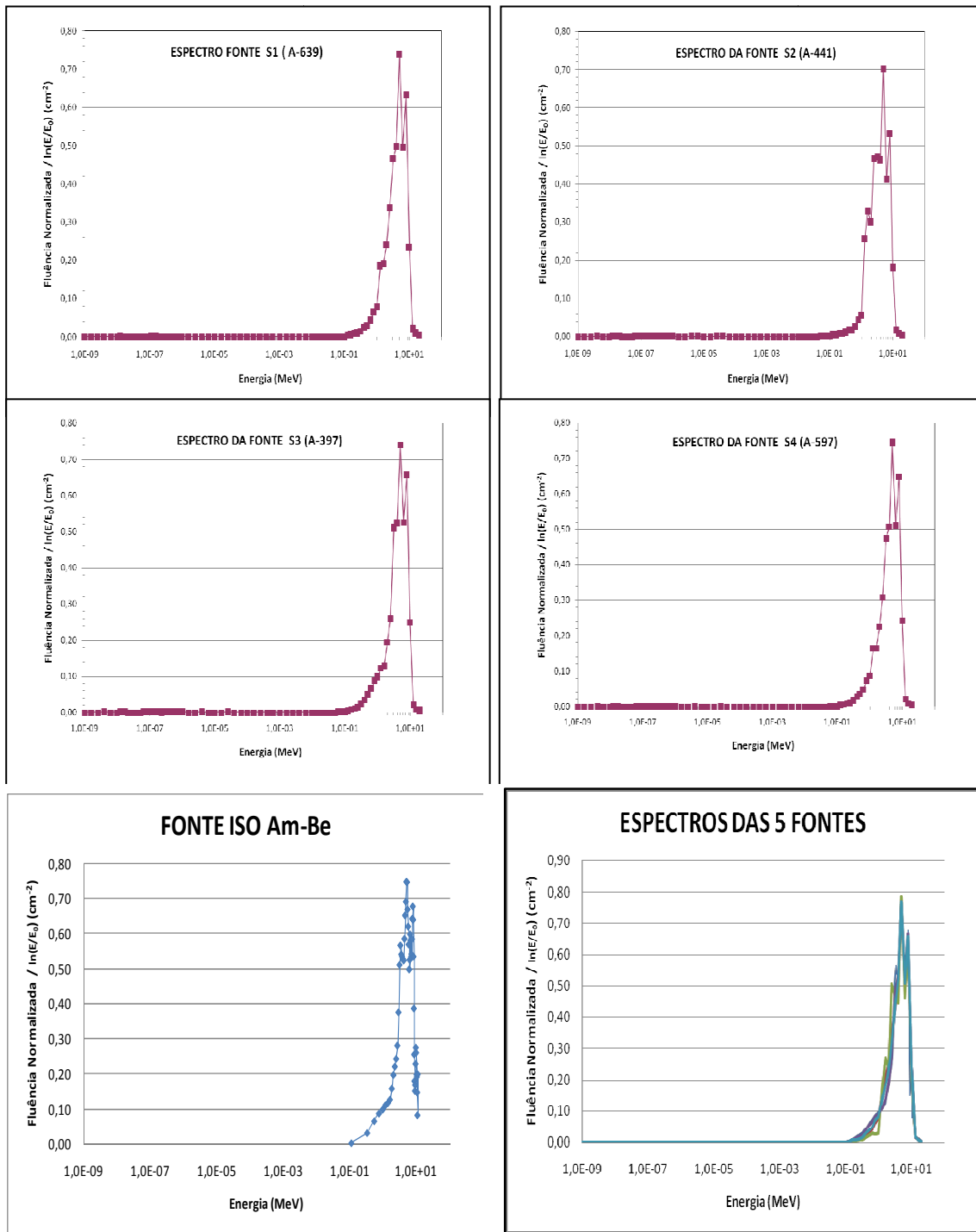


Figura V.5 - Espectro de energia dos nêutrons das fontes de $^{241}\text{Am-Be}$.

Os resultados da taxa de fluência em pontos de interesse ao redor da pilha foram listados na tabela V.2, onde aproximadamente 75% da fluência total é composta por nêutrons térmicos. A taxa de fluência lateral aparece com valores maiores que a frontal em função da proximidade das fontes laterais em relação à face lateral.

Tabela V.2 - Taxa de Fluência em pontos externos em torno da pilha

Posição de Referência	Taxa de Fluência (n.cm ⁻² .s ⁻¹)	Percentual da Fluência Total (%)		
		< 0,5 eV	0,5 eV – 100 keV	> 100 keV
A (-y)	420,6(21)	76,8	12,6	10,6
B (-y)	143,2(7,2)	75,3	11,0	13,7
C (-y)	54,9(2,7)	73,9	9,9	16,3
A (-x)	323,9(16,2)	76,8	11,6	11,6
B (-x)	128,0(6,4)	74,3	12,0	13,7
C (-x)	52,8(2,6)	73,9	12,2	13,9

(-y) medições na frente da instalação nos pontos A, B e C (ver figura IV.8)
 (-x) medições na lateral esquerda nos pontos A, B e C (ver figura IV.8)

Os espectros de energia obtidos com as esferas do espectrômetro de bonner nos pontos de interesse foram comparados com os da simulação, apresentando algumas diferenças, conforme pode ser observado na figura V.6., onde foram mostrados os espectros obtidos no ponto A, distante 22,4 cm da face frontal da instalação.

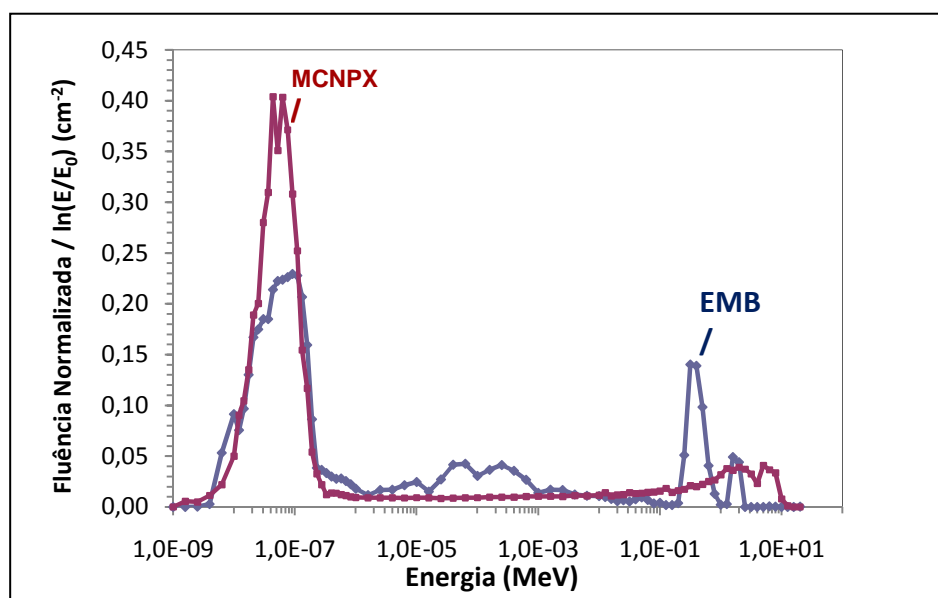


Figura V.6 - Espectros de energia dos nêutrons obtidos na posição A, face da frente, com simulação do MCNPX e com o EMB.

A comparação dos resultados obtidos nas medições experimentais com os dois monitores de nêutrons e por simulações com *tallies* f4 e f5 foram listados na tabela V.3. Os resultados foram obtidos nos 12 pontos mostrados na figura IV.1 que circundam a instalação de nêutrons térmicos, tanto na medição com nêutrons como na medição da radiação gama.

Tabela V.3 - Medições realizadas nos pontos ao redor da pilha para várias grandezas.

Taxa de equivalente de dose ambiente - H*(10) - (microSv/h) para nêutrons												
TIPO DE MONITOR	LADO ESQUERDO			CANAL CENTRAL			LADO DIREITO			FUNDOS		
	A	B	C	A	B	C	A	B	C	A	B	C
FHT 752	227,9 (9,7)	82,2 (2,6)	34,5 (1,8)	81,5 (2,4)	36,7 (2,6)	18,5 (7)	226 (4,2)	82,7 (4,4)	33,5 (1,5)	40,7 (1)	20,3 (7)	13,2 (3)
WENDI	165,2 (5,6)	67,1 (2,9)	28,6 (2)	62,6 (2)	28,8 (1,3)	13,7 (8)	171,7 (3,6)	71,7 (1,5)	30,8 (2,3)	27,6 (1,3)	16,3 (8)	10,9 (9)
FR-WENDI	193,3 (3,8)	78,9 (2,4)	32,7 (1,2)	73,1 (1,7)	34,2 (9)	13,9 (5)	195,9 (4,2)	89,5 (2,6)	35,7 (1,3)	35,9 (1,1)	19,5 (7)	10,8 (4)
EMB	208,3 (10,4)	74,9 (3,7)	39,5 (2)	72 (3,6)	29,2 (1,5)	12,8 (6)	235,8 (11,9)	91,9 (4,6)	42 (2,1)	25,7 (1,3)	16,2 (8)	15,7 (8)
MCNPX	201,3 (1,1)	84,8 (5)	29,5 (2)	70,4 (4)	31,3 (2)	15,4 (1)	209,8 (1,2)	84,9 (3)	30,7 (1)	42,2 (1)	22,90 (6)	12,90 (2)
Taxa de equivalente de dose ambiente - H*(10) - (microSv/h) para fótons gama												
E600	50,7 (2,7)	21,4 (8)	8,9 (1,2)	14,7 (1,1)	9,2 (8)	4,9 (6)	51,5 (4,2)	21,1 (1,9)	9,3 (8)	13 (1,4)	8,9 (7)	4,6 (6)
MCNPX	38,6 (3)	16,3 (1)	6,80 (5)	11,4 (1)	7,20 (4)	3,70 (2)	38,2 (2)	17,2 (1)	7,00 (4)	10,40 (8)	6,90 (4)	3,70 (1)
Razão gama/nêutron												
E600/FHT	0,22	0,26	0,3	0,21	0,3	0,32	0,25	0,25	0,3	0,31	0,39	0,35
MCNPX	0,19	0,19	0,23	0,16	0,23	0,24	0,18	0,2	0,23	0,25	0,3	0,28
Taxa de Fluência de Nêutron (n/s.cm ²)												
MCNPX	323,9 (2,3)	128,0 (1,1)	52,8 (3)	420,6 (2,6)	143,2 (1,1)	54,9 (3)	322,6 (1,7)	126,3 (9)	53,1 (2)	139,8 (9)	60,00 (3)	31,10 (1)

As diferenças encontradas nas medições com nêutrons podem ser explicadas pela heterogeneidade da parafina PG e também por não existir um contato perfeito entre os blocos, permitindo que ocorra passagem de radiação pelas frestas, alterando os valores medidos.

No caso das medições com gama, os resultados encontraram diferenças que chegaram a 40%. Diniz (Diniz R.E. et al, 2009) mostrou que vários tipos de monitores do tipo Geiger Müller (GM) possuem dependência energética que pode chegar a 40% na energia do ⁶⁰Co e que pode subir com o aumento da energia da radiação gama medida, sendo que nas medições realizadas neste trabalho ela pode atingir 2,2 MeV na reação de absorção ¹H(n,γ)²H e na reação de absorção ¹²C(n,γ)¹³C, pode atingir 4,76 MeV (Zanboni C. B, 2007).

V.2 – Resultados Obtidos no Novo Sistema (montagem 2)

Em função dos resultados obtidos no primeiro sistema, principalmente em relação aos espectros obtidos, ficou decidido que o sistema seria desmontado e, na remontagem, a influência da PG deveria ser minimizada. Com esse objetivo, o sistema foi reconstruído com o núcleo sendo montado exclusivamente com grafite e a PG

sendo colocada ao redor desse núcleo. O sistema foi montado sobre a mesma plataforma original, com a utilização das mesmas fontes de $^{241}\text{Am-Be}$, na configuração mostrada na figura V.7.

Nessa nova configuração, a distância entre o centro das fontes e o centro da câmara central diminuiu de 30 cm para 25 cm, fazendo com que a taxa de fluência no centro ficasse maior, mas a RCd menor.

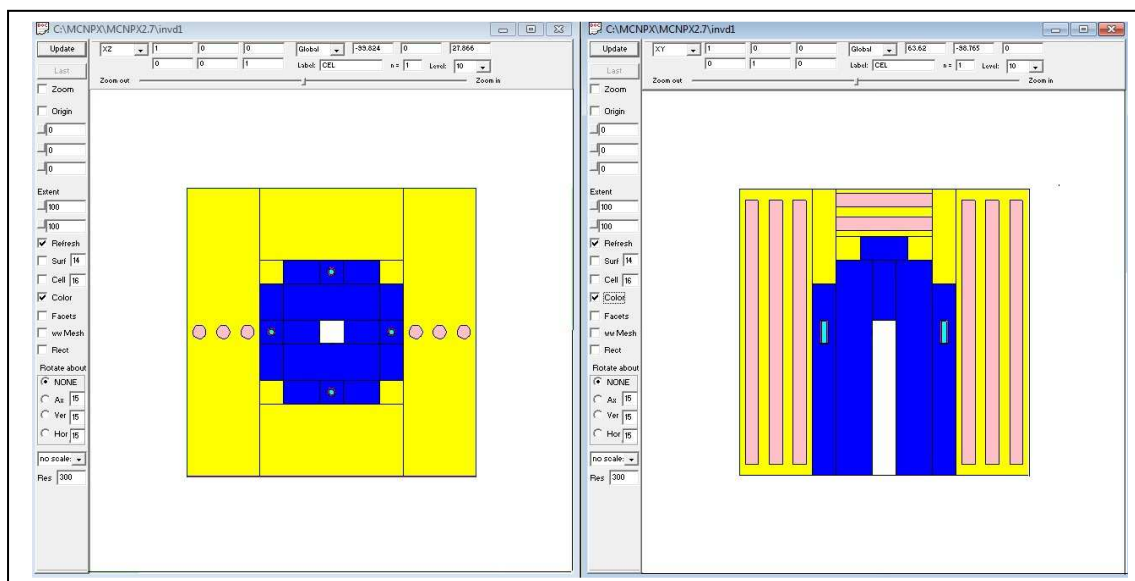


Figura V.7 - Modelo esquemático da simulação do segundo sistema com a posição do canal e da câmara central. Na esquerda (corte em $Y = 0$) podem ser observadas as quatro fontes equidistantes, os blocos de parafina em amarelo e laranja e os de grafite (azul). No da direita (corte em $Z = 0$) é mostrado um corte do canal e da câmara central e as fontes laterais (vermelhas e azuis). Os de cor laranja correspondem aos cilindros com densidade menor que foram posicionados no centro dos tarugos ao longo do plano $Z = 0$.

V.2.2 - Medições na Câmara Central

A taxa de fluência e a razão de cádmio no interior da câmara central foram medidas com o auxílio de folhas de ouro como detectores de ativação. Dessa forma, folhas de ^{197}Au foram irradiadas no Reator Argonauta do IEN (<http://www.ien.gov.br/o Instituto/instalacoes/serea/argonauta/>) e uma delas foi medida no sistema de anticoincidência do LNMRI (Silva C. J., 2008). Após essa medição, a folha de ouro foi imediatamente retirada e levada para o Laboratório de espectrometria do LNMRI para uma nova medição, e, através da intercomparação dos resultados, a eficiência do sistema de espectrometria foi calculada para energia do ouro, garantindo rastreabilidade às futuras medições.

Com o sistema rastreado, foram irradiadas três séries com duas folhas de ouro em cada série, sempre uma coberta com cádmio e a outra nua. A escolha dos pares de folhas foi relacionada às características similares de medidas entre elas. O primeiro conjunto de folhas (série 1) foi irradiado durante 27 dias, o segundo durante 16,86 (nua) e 16,88 (com Cd) dias e o terceiro com 13,10 (nua) e 13,12 (com Cd) dias. Todas as atividades foram corrigidas para o horário em que foram retiradas da irradiação e também corrigidas em relação à atividade de saturação. As folhas foram simuladas com as medidas aproximadas da folha A3 calculadas a partir da massa medida (menor incerteza), sendo obtido um raio de 0,48(1) cm e espessura de 0,0049(1) cm, que foram utilizados para o cálculo da taxa de fluência térmica e total.

Os resultados das irradiações e da simulação são mostrados na tabela V.4, sendo que uma das medições do primeiro par foi perdida, inviabilizando a primeira série. As medições das outras duas séries apresentaram resultados muito discrepantes, principalmente em relação à taxa de fluência. Verificações posteriores mostraram que o sistema de espectrometria onde foram realizadas as medições havia apresentado perda de eficiência e tinha sido descontinuado. Em função dessa constatação, os resultados das outras duas séries também foram descartados.

Foi realizada uma nova medição, desta vez no Laboratório de Radiometria - DIRAD/IRD, com a utilização de um detector de germânio hiperpuro (HPGE), com 100% de eficiência relativa em relação ao detector de NaI(Tl) para a energia do ^{60}Co , que faz parte do sistema fabricado pela Canberra, modelo GX-10021 rastreado ao LNMRI.

Foram novamente irradiadas duas folhas de ouro, sendo uma nua (A2) e outra com cobertura de cádmio (A1) durante 6,5 dias no sistema térmico e levadas para a medição no Laboratório de Radiometria. A contagem obtida com a folha A2 foi de 1594223(1275) em um tempo de 10806 s, com início da contagem em 7/04/2016 às 08h 35min. A folha A1 obteve uma contagem de 698427(838) com tempo de contagem de 21600 s, com início da contagem em 8/04/2016 às 11 h 56 min.

A eficiência do sistema de detecção para a energia do ouro (412 keV) foi obtida por simulação do detector HPGE com o MCNP e da geometria da folha de ouro dentro dessa simulação (CONTI C. C. et al, 2013), sendo obtido um valor de 0,12218 para a eficiência absoluta do fotopico.

Com os dados obtidos foi então calculada a atividade das duas folhas, sua razão de cádmio e a taxa de fluência térmica e comparada com os valores obtidos com as folhas simuladas, conforme pode ser observado na tabela V.4.

Tabela V.4 – Resultado da ativação das folhas de ouro

Ativação	Folhas de ouro (¹⁹⁷ Au)	Atividade med. (Bq)	Atividade Corr. (Bq)	RCd (ativ.)	Taxa Fluência Tot. (n/cm ² .s)	Taxa Fluência não térmica (n/cm ² .s)	RCd (Tx. Fl.)
série 1	A4 (nua) A6 (Cd)	-x--x--x- 2820(56)	--x--x--x-- 2939(79)	-x--x-	--x--x--x--	--x--x--x--x--	--x--x--
série 2	A1 (nua) A2 (Cd)	--x--x--	--x--x--	-x--x-	--x--x--x--	--x--x--x--x--	--x--x--
série 3	A3 (nua) A5 (Cd)	--x--x--	--x--x--	-x--x-	--x--x--x--	--x--x--x--x--	--x--x--
série 4	A2 (nua) A1 (Cd)	1207(1) 264,6(3)	1850 (10) 404 (2)	4,6 (0,04)	83000 (2160)	18200 (628)	4,53 (0,16)
Folhas simul.	A3 (nua) A3 (Cd)	--x--x--	2140(56) 450(17)	4,8 (0,21)	94800 (3728)	19980 (1239)	4,75 (0,21)

Pela análise dos resultados, pode ser observado que a razão de cádmio simulada está dentro das incertezas dos valores experimentais, validando as medições. Em relação à taxa de fluência, é importante salientar que mesmo sendo utilizado um número de histórias que é o máximo permitido pelo programa, a incerteza na resposta da ativação da folha com cádmio ainda se situou em 0,025. Se forem levadas em consideração as incertezas de cada medida, a diferença encontrada é de cerca de 6 %, podendo ser ainda mais reduzida se for levado em conta que o posicionamento das folhas foi realizado ao longo do eixo Y tanto na ativação simulada como na experimental, conforme visto a seguir.

Da mesma forma que no primeiro sistema, a RCd foi simulada em 19 pontos em várias posições na câmara central. Os resultados foram comparados, mostrando que a variação da fluência não chegava a 2%, indicando uma taxa de fluência quase homogênea dentro da câmara, apesar de haver um pequeno gradiente na parte central do fundo da câmara para o canal (eixo Y). A taxa de equivalente de dose no centro da câmara central obtida por simulação é de 5,3643(13)E+4 μ Sv/h.

V.2.3 - Medições nos Pontos Externos

Os resultados da taxa de fluência de nêutrons em pontos de interesse ao redor da pilha foram listados na tabela V.5, onde nos pontos da frente cerca de 70% da fluência total é composta por nêutrons térmicos. A taxa de fluência lateral aparece com valores menores que a frontal em função da maior absorção de nêutrons pela PG.

Tabela V.5 - Taxa de Fluência em pontos externos em torno da pilha

Posição de Referência	Tx. Fluência (n.cm ⁻² .s ⁻¹)	Percentual da Fluência Total (%)		
		< 0,5 eV	0,5 eV – 100 keV	> 100 keV
A (-y)	2303,5(3,9)	71,0	16,5	12,5
B (-y)	850,7(2,1)	70,7	16,1	13,2
C (-y)	288,8(4)	69,3	16,5	14,2
B (y)	20,7(2)	40,1	16,8	43,1
B (-x)	58,8(3)	38,6	13,0	48,4
B (x)	59,3(4)	38,7	13,5	47,9

(-y) medições na parte frontal da instalação nos pontos A, B e C e medições nos Pontos B nos fundos (y), e nas laterais (-x e x), conforme figura IV.10

V.2.3.1 - Função Resposta

As leituras feitas com o monitor WENDI no LBE/LN, nos pontos correspondentes aos VVC, foram listadas na tabela V.6, bem como as respostas do WENDI simulado nesses mesmos pontos (multiplicados pela taxa de emissão da fonte SN480).

Com os resultados da medição e da simulação da taxa de resposta do WENDI para cada VVC (tabela V.6), foi traçado o gráfico de “Leitura do WENDI” (μSv/h) versus “Taxa de resposta do instrumento” em partículas/s (figura V.8), de onde foi extraída a função resposta por meio da equação:

$$LW(\dot{R}) = -5,3410^{-11} \times \dot{R}^2 + 1,41 \times 10^{-3} \times \dot{R} \quad (\text{V.1})$$

Onde:

$LW(\dot{R})$ é a leitura estimada para o monitor de nêutrons WENDI em μSv/h;

\dot{R} é taxa de resposta do WENDI no ambiente de simulação em partículas/s;

Domínio da função: $5,23\text{E}+03 \leq \dot{R} \leq 5,86\text{E}+06$

Tabela V.6 – Medição (leitura) do WENDI no espectro de referência ISO do Am-Be e simulação da taxa de resposta (\dot{R}) para o espectro de referência usado na calibração

VVC da grandeza medida ($\mu\text{Sv/h}$)	Leitura WENDI da grandeza medida ($\mu\text{Sv/h}$)	$\dot{R} = \text{TEF} \times R$ (partículas/s)
7128(303)	6425(133)	5862061(4690)
4882(208)	4497(90)	3781080(3781)
1908(81)	1853(46)	1371803(2195)
784(33)	797(13)	538300(1400)
495(21)	509(9)	333609(1101)
199(9)	208(3)	131636(698)
80(3)	88(1)	51996(442)
50(2)	58(2)	32297(346)
20(1)	25,1(0,6)	13195(223)
10,0(0,4)	13,9(0,1)	6502(155)
8,0(0,3)	12,6(0,4)	5234(139)

TEF = Taxa de Emissão da fonte SN480 em nêutrons/s
R = Resposta do WENDI simulado em partículas/nêutron

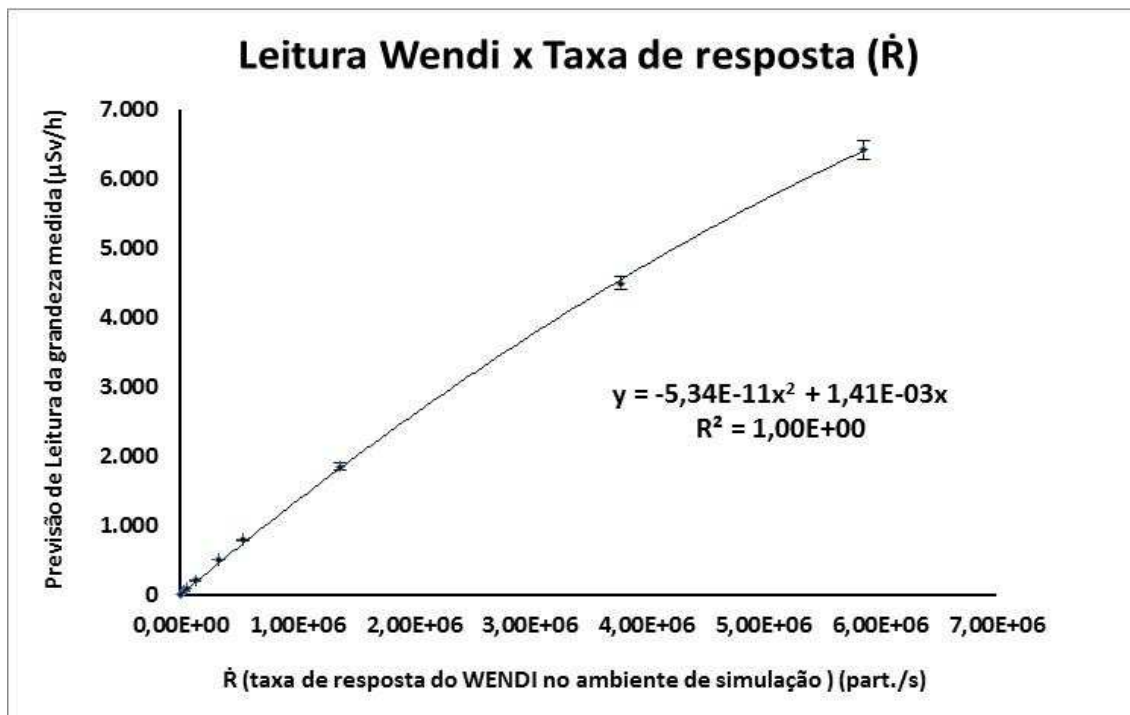


Figura V.8 – Curva de calibração para obtenção da função resposta do monitor WENDI.

Com o auxílio da equação V.1 foram obtidos os valores da função resposta do WENDI (FR-WENDI) nos pontos de interesse ao redor da instalação. Os valores obtidos para a taxa de equivalente de dose ambiente ($\dot{H}^*(10)$) para nêutrons nas medições dos pontos externos com os monitores NRD-600 E WENDI e os simulados

com o MCNPX e FR-WENDI foram listados na tabela V.7, bem como os valores de $\dot{H}^*(10)$ para radiação gama e a relação gama/nêutron, tanto simulada como medida.

Tabela V.7 - Medidas no Novo Térmico do IRD ($\mu\text{Sv/h}$)

NÊUTRONS	LADO ESQ. - 50	FRENTE - 22	FRENTE - 50	FRENTE - 100	LADO DIR. - 50	TRAS - 50
NRD-600	39,78(6,31)	369(19)	142,2(26,0)	55,5(14,0)	39,6(6,3)	13,6(3,7)
WENDI	33,8(1,3)	325,2(38,0)	129,9(15,0)	49,1(11,0)	34,9(1,2)	13,5(1,1)
FR-WENDI	37,7(1,5)	324,1(7,1)	124,2(4,5)	47,6(2,1)	33,1(1,8)	13,3(1,1)
MCNPX	38,18(0,22)	339,87(0,91)	133,71(0,31)	48,91(0,11)	37,98(0,22)	11,64(0,11)
GAMA	LADO ESQ. - 50	FRENTE - 22	FRENTE - 50	FRENTE - 100	LADO DIR. - 50	TRAS - 50
FH40 G-L	19,98(0,60)	34,1(0,6)	16,68(0,44)	7,72(0,46)	19,62(0,27)	11,69(0,48)
MCNPX	12,68(0,01)	25,54(0,02)	12,32(0,01)	5,12(0,01)	12,56(0,01)	8,14(0,01)
G/N (simul.)	0,33	0,08	0,09	0,10	0,33	0,7
G/N (exp.)	0,59	0,11	0,13	0,16	0,56	0,87

Os resultados obtidos nos pontos externos para $\dot{H}^*(10)$ estão dentro das incertezas das medidas. Dessa forma, os resultados validam as medições.

Da mesma forma que no primeiro sistema, os resultados para as medições da radiação gama encontram diferenças que chegam a 55 %. Isto pode ser explicado em parte se for levado em conta a produção de radiação gama secundária a partir das interações neurônicas com os materiais da fonte e o irradiador construído (2,2 e 4,76 MeV). Entretanto, a própria fonte de nêutrons tem uma importante componente na produção de radiação gama proveniente do decaimento alfa do ^{241}Am com 60 keV (ramo de 85 %) e outra proveniente do estado excitado produzido pela reação do núcleo de berílio com a partícula alfa, com 4,438 MeV (ramo de 60 %). Estas contribuições se consideradas poderiam aproximar os valores simulados e experimentais, mas ainda assim o valor experimental superestimaria o resultado simulado devido à resposta dos monitores utilizados ser fortemente dependente de energia.

V.2.3 - Posição da Fonte Virtual - Lei do Inverso do Quadrado da Distância

Para a obtenção dos valores da taxa de equivalente de dose ambiente, ao longo do eixo Y na face frontal da instalação, foram utilizados os monitores comerciais NRD-600 e o WENDI e a simulação do MCNPX nos mesmos pontos. Os valores em

cada uma das séries de medidas obtidas, bem como dos pontos no eixo dos Y, com e sem incremento 'X' foram listados na tabela V.8.

Tabela V.8 - Variação da distância ao ponto X para obtenção do gráfico da figura V.9.

Distância da face (cm)	Distância da face + X = 26,9 (cm)	NRD600 ($\mu\text{Sv/h}$)	WENDY ($\mu\text{Sv/h}$)	MCNPX ($\mu\text{Sv/h}$)
20(2)	46,9	399(24)	352(10)	378,7(1,1)
22,4(2,0)	49,3	354(21)	291(9)	339,9(1,0)
30(2)	56,9	272(16)	233(7)	250,7(0,8)
40(2)	66,9	189(11)	172(5)	178,6(0,5)
50(2)	76,9	148(9)	130(4)	133,7(0,4)
60(2)	86,9	112(7)	102(3)	104,4(0,3)
70(2)	96,9	86(5)	81(2)	83,7(0,3)
80(2)	106,9	80(5)	68(2)	68,8(0,2)
90(2)	116,9	61(4)	56(2)	57,6(0,2)
100(2)	126,9	56(3)	49(1)	48,9(0,1)
150(2)	176,9	30(2)	26(1)	26,0(0,1)
200(2)	226,9	19(1)	17(1)	16,5(0,1)

Com intenção de obter um gráfico onde as medições concordassem com a lei do inverso do quadrado da distância, foram levantadas curvas de tendência das três séries de dados. O expoente da curva de tendência do MCNPX foi sendo variado à medida que ocorria um incremento no valor X até o expoente atingir o valor 2. Nessa situação, o valor do incremento(X), que corresponde ao local da fonte virtual, para obtenção da curva com expoente 2 foi de 26,88(12) cm (para dentro do canal). Com esses valores, foi traçado o gráfico da figura V.9.

Para facilitar a montagem do gráfico, foi obtida a média das incertezas para cada série de medições, ficando em 10 % para o monitor NRD-600, em 3 % para o WENDI e em menos de 0,3 % para o MCNPX. A incerteza em relação à distância das medições foi considerada igual a 2 cm para os dois monitores.

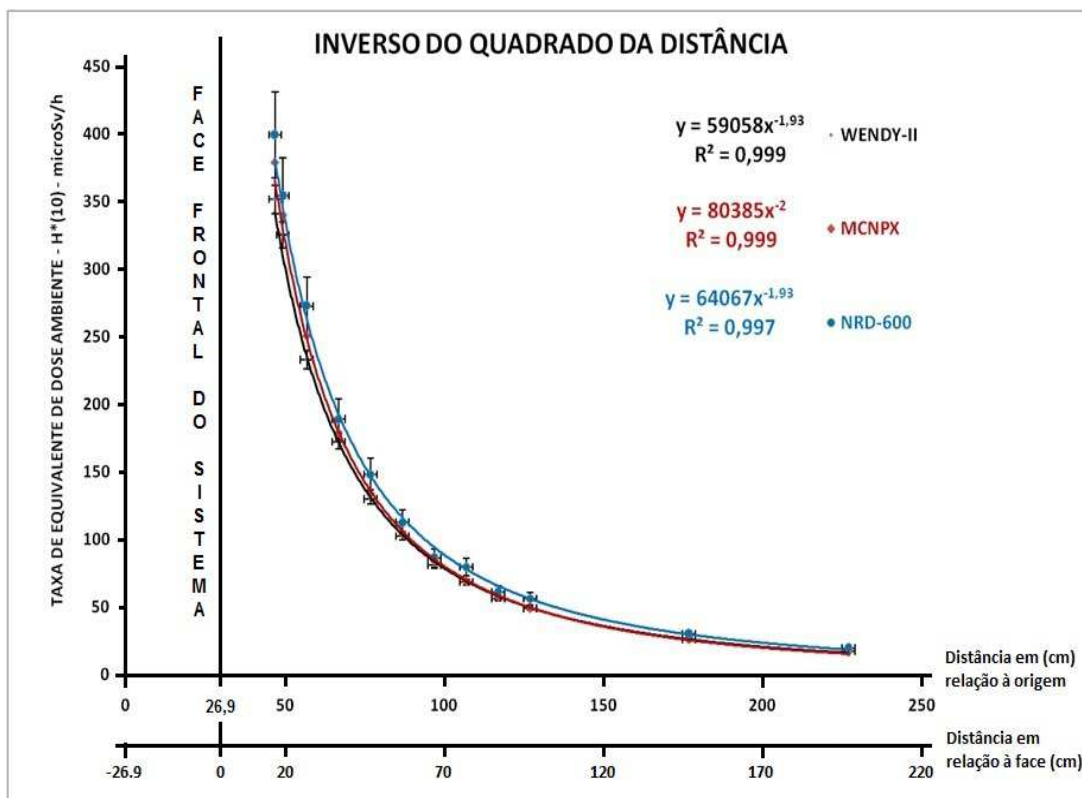


Figura V.9 - Gráfico obtido para determinação do valor de X em função do expoente da curva de tendência do MCNPX atingir o valor dois.

Pela análise dos resultados, pode ser visto que a curva do MCNPX está dentro das variações das outras duas curvas, validando os resultados e permitindo que o sistema possa ser incorporado à rotina de medições do LN e utilizado em futuras calibrações.

V.2.4 - Filtro de Polietileno

O filtro de polietileno, após ser construído, foi instalado na entrada do canal central. Antes da instalação, foram feitas medições com WENDI em uma faixa horizontal de 36 cm (de -18 a 18 cm), de 2 em 2 cm, em torno do ponto B (distância de 50 cm) da face frontal. Após a primeira série de medições, o filtro foi instalado e uma nova série de medições foi realizada nos mesmos pontos da primeira série.

Os resultados das medições das duas séries, tanto com o WENDI como na simulação com o MCNPX, foram plotados no gráfico da figura V.10.

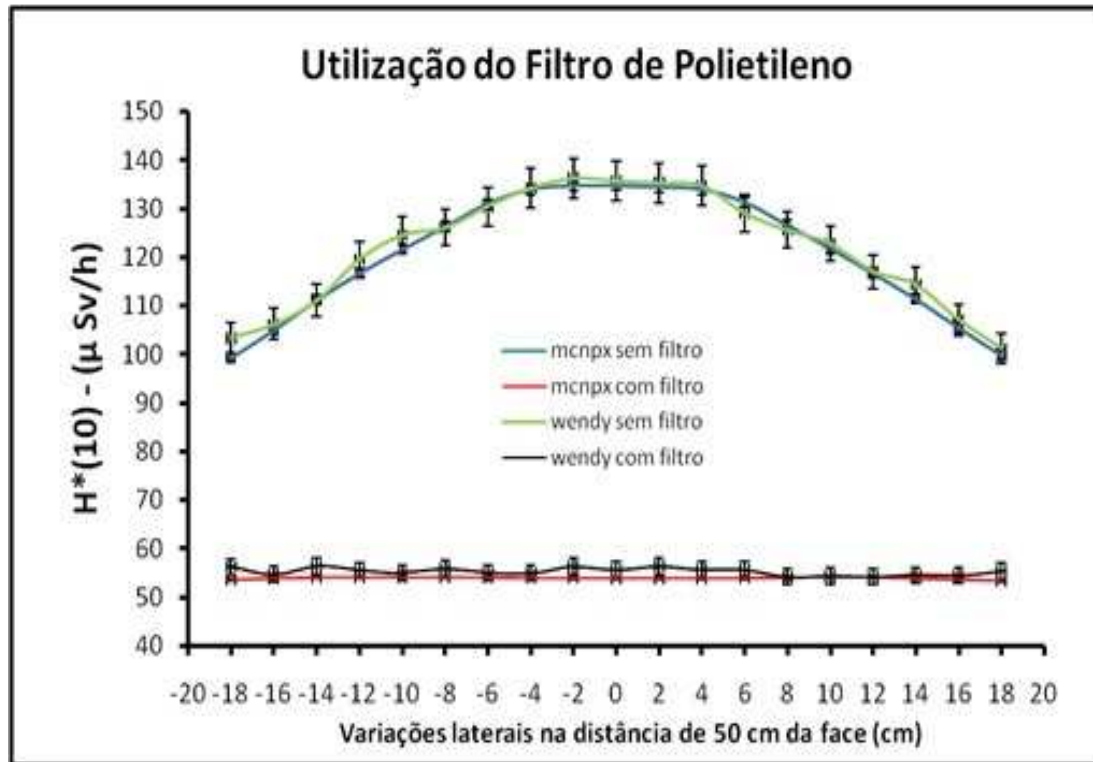


Figura V.10 - Gráfico obtido nas séries de medições com e sem filtro numa faixa horizontal na distância de 50 cm da face.

As incertezas das medições para $\dot{H}^*(10)$ com o monitor WENDI foram calculadas pela média dos desvios-padrão das medições e o valor obtido foi de 3 % e para o MCNPX, a média ficou em 0,3 %. As incertezas em relação às medições laterais foram fixadas em ± 1 cm.

Pela análise do gráfico, pode ser observado que as curvas estão bem ajustadas e dentro dos valores esperados, indicando que o filtro atingiu os objetivos propostos, podendo ser usado para a calibração de dosímetros individuais com a utilização do fantoma ISO.

V.2.5 – Espectros Obtidos

Os espectros dos pontos da parte frontal do sistema térmico foram mostrados em três gráficos nas figuras V.11, 12 e 13. Em todos os três foram apresentados os espectros tanto o medido com o EMB quanto com o EMB simulado nas distâncias de 22,4 cm, 50 cm e 100 cm.

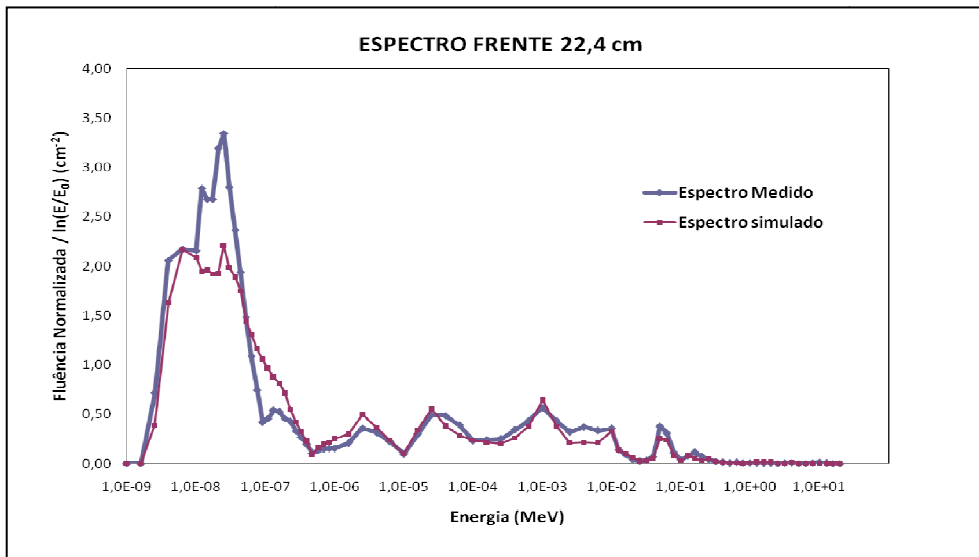


Figura V.11 - Espectros obtidos no ponto à 22,4 cm da face frontal do sistema.

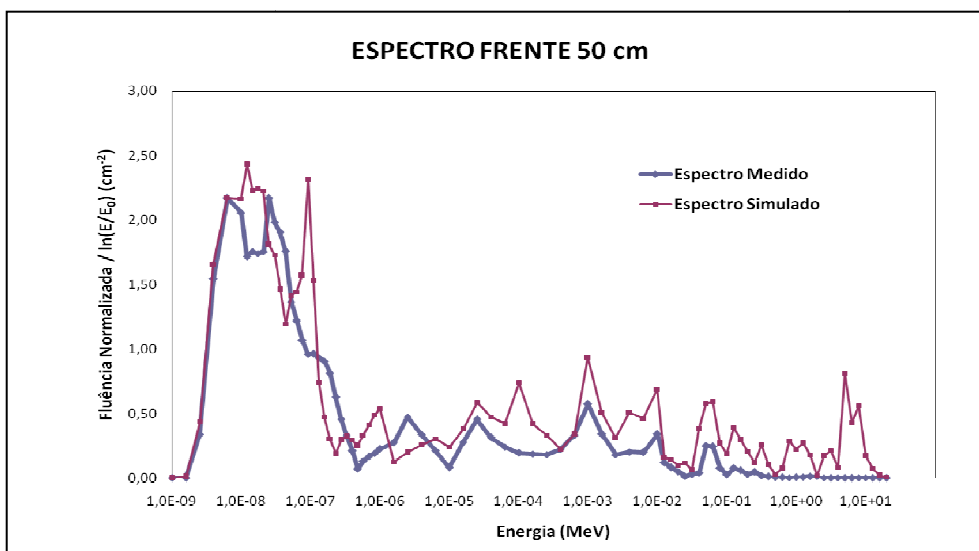


Figura V.12 - Espectros obtidos no ponto à 50 cm da face frontal do sistema.

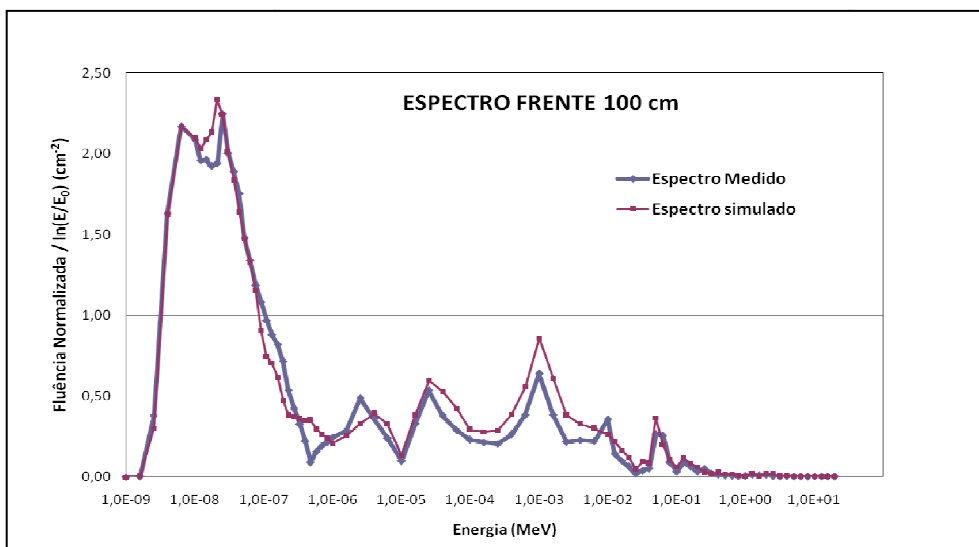


Figura V.13 - Espectros obtidos no ponto à 100 cm da face frontal do sistema.

Dos gráficos obtidos pode ser observado que de maneira geral os espectros simulados estão acompanhando os espectros medidos. É importante salientar que as maiores esferas apresentaram erros acima de 5 %, mesmo com os inputs sendo rodados com o número máximo permitido de histórias (cerca de 2×10^9).

CAPÍTULO VI

VI – DISCUSSÕES E CONCLUSÕES

VI.1 - Discussões

O resultado das medições do primeiro sistema não foi muito parecido com o obtido com a função resposta do *WENDI* devido aos 3 pontos de medição nos fundos da pilha. Para o restante dos pontos de medição, a razão entre as medições (função resposta do *WENDI*) e a simulação da taxa de equivalente de dose foram de cerca de 94%, validando dessa forma a simulação.

O estudo e a remontagem de uma segunda configuração para o sistema térmico trouxe resultados mais adequados que foram validados por meio de simulações da configuração geométrica de materiais do sistema e fontes de nêutrons. Além disso, a simulação de sistemas de medições complexos tais como: as folhas de ativação de ouro, simulação do monitor de radiação para nêutrons e a simulação do espectrômetro de multiesferas de bonner foram validadas com os mesmos sistemas reais neste trabalho, apresentando em geral resultados compatíveis com suas incertezas.

No segundo sistema, as medições nos pontos externos de interesse, tanto nos pontos frontais como nos laterais e nos fundos ficaram dentro da incerteza, validando os resultados obtidos.

No caso das taxas de equivalente de dose ambiente para fótons gama, tanto no primeiro sistema como no segundo, as estimativas realizadas pelas simulações ficaram em cerca de 50 % dos valores medidos, com uma diferença máxima de 56 %, indicando que realmente existe uma forte dependência energética dos detectores GM para a energia dos fótons produzidos (de 2,2 e 4,76 MeV). Foi realizada uma medição informal do monitor E600 para a energia do ^{60}Co , indicando uma dependência energética ainda maior (cerca de 40 %). Se for levado em consideração o decaimento alfa do ^{241}Am com 60 keV haveria um incremento médio de cerca de 1,0 % nos valores obtidos com o MCNP. No caso da outra radiação gama da fonte, com 4,438 MeV, haveria um incremento de cerca de 20 % nas contagens com o MCNP e em futuras simulações esta última deve ser levada em conta. Estas contribuições, se

consideradas, poderiam aproximar os valores simulados e experimentais, mas ainda assim o valor experimental superestimaria o resultado simulado devido à forte dependência energética dos monitores utilizados.

As simulações realizadas com a configuração que utilizava cilindros na parte interna dos tarugos utilizando as densidades calculadas para a parte interna e para a parte externa não apresentaram variações ou melhoras que fossem significativas nos resultados simulados. Isto pode ser explicado em parte pelos blocos terem realmente uma variação maior ou mais complexa do que o estimado para simulação neste trabalho.

Apesar das pequenas diferenças nos espectros obtidos serem causados provavelmente pelas diferenças de densidade e composição da PG, outro fator pode estar contribuindo para essas diferenças em uma escala menor, causado por pequenas irregularidades na forma dos tarugos, permitindo a passagem de radiação por entre as frestas.

Parâmetros importantes foram determinados na câmara interna de irradiação tais como: taxas de fluência de nêutrons e razão de cádmio. Os valores de referência neste caso a ser utilizados devem abranger uma média entre os valores da simulação e os valores experimentais, considerando-se uma incerteza total abrangente para simulação e medição.

VI.2 - Conclusões

Em função dos resultados obtidos, o sistema está pronto para ser utilizado dentro da rotina de medições do LN/LNMRI com a construção de dados experimentais que consolidarão a história futura de reprodutibilidade e controle de qualidade deste sistema de irradiação.

VI.3 – Trabalhos futuros

Dentre as sugestões que podem complementar este trabalho, foram descritas as seguintes:

A construção da instalação na forma de blocos montados em uma geometria particular pode permitir que, no futuro, ela possa ser modificada e sejam construídos arranjos diferentes para novos estudos e novas possibilidades de campos de referência no LN/LNMRI. Os resultados podem ser previstos pela mesma simulação utilizada neste trabalho com a utilização de diferentes quantidades de fontes radioativas e até mesmo com a utilização do acelerador de nêutrons recentemente adquirido pelo LN ou, se possível, com a troca da parafina por polietileno,

Caracterização da resposta do monitor individual de nêutrons do IRD no novo fluxo térmico do LN, verificando como ele responde nesse novo campo térmico, bem como os monitores de área comerciais;

Novas medições com folha de ouro em vários pontos do canal central e em pontos externos, principalmente em pontos de importância para melhor caracterização da taxa de fluência;

Estudo da área abrangida pelo filtro principalmente com seu mapeamento e a utilização do fantoma ISO e sua consequente influência na taxa de equivalente de dose ambiente. Outra sugestão seria a da simulação e construção de um novo filtro, agora de forma tetraédrica, visando melhor distribuição das taxas de equivalente de dose ao longo da área abrangida;

Obtenção da função resposta para monitores de área para nêutrons do tipo NRD ou outros monitores comerciais mais utilizados, com a mesma metodologia utilizada para o monitor WENDI, visando a calibração destes equipamentos;

Obtenção da função resposta dos monitores para radiação gama com energias superiores à do ^{60}Co para que sejam viabilizadas as medições da radiação gama e do cálculo da relação gama/nêutron para medições de referência para o sistema térmico;

Utilização do novo fluxo térmico para irradiação de amostras de sulfato de manganês do sistema de padronização primária de fontes de nêutrons para determinação da sensibilidade desse sistema;

Utilização do fluxo térmico para obtenção de Neutronografias (radiografias que utilizam nêutrons como radiação para obtenção da imagem).

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

ALBERTS, W. G., BORDY, J. M., CHARTIER, J. L., JAHR R., KLEIN H., LUSZIK-BHADRA M., POSNY F., SCHUHMACHER H. and SIEBERT B. R. L., "Neutron Dosimetry". **Radioprotection**, v. 31, n. 1, pp. 37-65, 1996.

ALEVRA, A. V; THOMAS, D.J., Neutron spectrometry in mixed fields: Multisphere spectrometers, **Radiation Protection Dosimetry**. v. 107, pp. 37- 72, 2003.

AMERICAN SOCIETY FOR TESTING AND MATERIALS. Standard Method for Determining Thermal Neutron Flux by Radioactivation Techniques - May 27,1977. (ASTM - E - 262 -77). In: **1980 ANNUAL Book of ASTM Standards**. Part 45: Nuclear standards, p. 919 - 927.

ASTUTO, A. ; SALGADO, A. P. ; LEITE, S. P. ; PATRÃO, K. C. ; FONSECA, E. S. ; PEREIRA, W. W. and LOPES, R. T., Development and construction of thermal neutron calibration channel using paraffin/graphite blocks and Americium-Beryllium sources at LNMRI - IRD. **Radiation Protection Dosimetry**; 161, 1-4; 185-189, 2014.

AWSCHALOW, M., SANNA, R. S., **Applications of Bonner detectors in neutron field dosimetry**, Radiat. Prot. Dosimetry, v. 10, pp. 89-101, 1985.

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

BITELLI, U. D'U. **Medida e Cálculo da Distribuição Espacial e Energética de Nêutrons no Núcleo do Reator IEA - R1**. Dissertação de Mestrado –Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo, 1988.

BRIESMEISTER, J. F., MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, **Los Alamos National Laboratory, Version 4C2**, USA, 2001.

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

CONTI C. C., SALINAS I. C. P. and ZYLBERBERG H., A detailed procedure to simulate an HPGE detector with MCNP5, **Progress in Nuclear Energy** 66 35-40, Elsevier, 2013

DE JUREN J. A. and ROSENWASSER H., Absolute Calibration of the NBS Standard Thermal Neutron Density **J. Res. natn Bur. Stand.** 52, 93. 1954.

DINIZ R. E., VIVOLO V. and POTIENZ M. P. A., AVALIAÇÃO DA DEPENDÊNCIA ENERGÉTICA DE MONITORES PORTÁTEIS DE RADIAÇÃO UTILIZADOS EM RADIOPROTEÇÃO, **ABEN - INAC2009**.

ELEMENTAL ANALYSIS, disponível em http://en.wikipedia.org/wiki/Elemental_analysis, acessado em 11 de novembro de 2013.

FACURE, A. N. S. S., **Doses Ocupacionais Devido a Nêutrons em Salas de Aceleradores Lineares de Uso Médico**. Tese de D.Sc, COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ, Brasil, 2006.

FIX, J.J., WILSON, R.H., BAUMGARTNER, W.B., Retrospective Assessment of Neutron Dosimetry for Workers at the Hanford site. In: **Report PNL-11196**, Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington, 1996.

GUALDRINI G., BEDOGNI R. AND MONTEVENTI F., Developing a Thermal Neutron Irradiation System For the Calibration of Personal Dosimeters in Terms of Hp(10). **Radiation Protection Dosimetry**, 110(1-4): 43 - 48, 2004.

GOORLEY T. et al, "Initial MCNP6 Release Overview – MCNP6 Beta 3" **LA-UR-12-26631** – Los Alamos National Laboratory - 2012;

GRESSIER, V. and TAYLOR, G. C., Calibration of Neutron Sensitive Devices. **Metrologia**. 48, S313–S327, 2011.

GRESSIER, V., Review of Neutron Calibration Facilities and Monitoring Techniques: New Needs for Emerging Fields. **Radiation Protection Dosimetry** 161(1-4) : 27-36., 2014.

HEVESY, G. von; LEVI, H., Kgl Danske Videnskab Selskab Math. **Fys. Medd** -v.14, n. 5, 1936; v. 15, n. 11, 1938.

IAEA, "Handbook on Nuclear Activation Data", **Technical Report Series No. 273**, Vienna, (1987).

IAEA, "Nêutron Fluence Measurement", **Technical Reports Series** n° 107, Vienna, 1970.

ICRP, **ICRP Publication 74**, New York, Pergamon Press, USA, 1995.

ISO, "**Characteristics and Methods of Production**", International Organization for Standardization, ISO-8529-1. Neutron Reference Radiation - Part 1, Switzerland, 2001.

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

KIM B. H., JUN S. M., KIM J. S., LIM K. S., KIM J. L., Construction of Thermal Neutron Calibration Fields Using a Graphite Pile and Americium-Beryllium Neutron Sources at KAERI. **Nuclear Tech**. Vol. 168, n. 2, 349-353, 2009.

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

LAMARSH, J. R., **Introduction to nuclear engineering**, 2 ed. Massachusetts, Addison-Wesley Publishing Company, p.668, 1983.

L'ANNUNZIATA M. F., **Radioactivity: Introduction and History, From the Quantum to Quarks.**, Elsevier, 2016.

LACOSTE, V. GRESSIER, V., MULLER, H., LEBRETON, L., Characterization of the IRSN Graphite Moderated Americium-Beryllium Neutron Field. **Radiation Protection Dosimetry** 110(1-4), 135-139, 2004.

LEITE, S.P., **Estudo de um sistema alternativo para determinação da eficiência do banho de sulfato de manganês**, Tese de D.Sc., COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, Brasil, , 2010.

LEMOS R. M. J., **Desdobramento de Espectros de Nêutrons Utilizando o Método de Monte Carlo e Redes Neurais**, Tese de D. Sc. COPPE/UFRJ, PEN, Rio de Janeiro, Brasil, 2009.

LUSZIK-BHADRA M., REGINATTO M., WERSHOFEN H., WIEGEL B. AND ZIMBAL A., New PTB thermal neutron calibration facility: first results, Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB), **Radiation Protection Dosimetry**. 161, 1-4; 352-357 2014
MARTIN, J. E., **Physics for Radiation Protection – a handbook**. 2 ed. Germany, Wiley.VHC, Weinheim, 2006.

MARTINS, M. M., MAURÍCIO, C. L. P., CUNHA, P. G., ALMEIDA, C. E. V., FONSECA, E. S., “Potencial de Exposição a Nêutrons dos Trabalhadores Brasileiros”. In **Anais do III Encontro Nacional de Aplicações Nucleares**, v. 2, pp. 1173-1177, Águas de Lindóia, Agosto, 1995.

MOISEEV, N., A Brief Description of the VNIIM's Facilities for Measuring of Neutron Flux and Neutron Fluence Rate. **CCRI(III)/01-14. CIPM**, 2001.
<http://www.bipm.org/en/committees/cc/ccri/CCRIsection3/>.

PELOWITZ D.B. et al, "MCNPX 2.7.0 Extensions", **LA-UR-11-02295**, Los Alamos National Laboratory – 2011;

RANT, J., Measurements of neutron flux distributions by activation detectors. Ljubljana: IAEA, **International Training Course on Application of Small Components to Research Reactors Operation**, 1979;

ROBERTS, N.J. JONES, L.N. WANG, Z. LIU, Y. WANG, Q. CHEN, X. LUO, H. RONG, C. KRA'LIK, M. PARK, H. CHOI, K.O. PEREIRA, W.W. DA FONSECA, E.S. CASSETTE, P. DEWEY, M.S. MOISEEV, N.N. KHARITONOV, I.A. International key comparison of measurements of neutron source emission rate (1999–2005): CCRI(III)-K9.Am-Be. **Metrologia** 48, 35, Tech. Suppl. 06018, 2011.

SALGADO A. P., **Estudo da Resposta de Monitores de Área para Nêutrons em uma Instalação Radioterápica**, Tese de D. Sc. COPPE/UFRJ, PEN, Rio de Janeiro, Brasil, 2015.

SANTOS, J. A. L., **Espectrometria de nêutrons com o sistema de esferas de Bonner utilizando detectores passivos termoluminescentes**, Dissertação-DEN/UFPE, 2006.

TABLE OF NUCLIDES, disponível em: <http://atom.kaeri.re.kr/ton/>, List of Nuclides. Acessado em 01 setembro 2013.

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

TOLO S., **Monte Carlo Simulation of the WENDI-II Neutron Dosimeter**, Tesi di Laurea - università di Bologna - 2012

TRS, “**Compendium of neutron spectra and detector responses for radiation protection purposes**”. International Atomic Energy Agency. Technical Reports Series n° 403, 2001.

UCHIDA Y., SAEGUSA J., KAJIMOTO Y., TANIMURA Y., SHIMIZU S., and YOSHIZAWA M., **Characteristics of Thermal Neutron Calibration Fields Using a Graphite Pile**. JAERI-Tech 2005-012, Japan Atomic Energy Research Institute, 2005.

WAGEMANS J. et al, “**Reactor Dosimetry in the 21st Century**”, SCK.CEN, 2002


WILLIAMS, J. G. and GILLIAM, D. M., Thermal Neutron Standards, **Metrologia**. 48, S254–S262 , 2011.

YAPITSYNA I. A. and ANDREEV O. L., State Primary Standard of the Unit of Thermal Neutron Flux Density, **Izmeritel'naya Tekhnika**, No. 3, 7-8, 1972.

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

ANEXO 1

Resultados da Análise Elementar CNH da amostra de PG feita na PUC - Rio



Número do Relatório: CQ 13.0656

Relatório de Ensaio

Laboratório de Análise e Caracterização Química (LACQ)
 Endereço: Rua Marquês de São Vicente, 225 - Departamento de Química - salas 480, 578 e 680
 Tel: (21) 3627-1328 FAX: (21) 3627-1637

Cliente: Achilles
 Endereço: -

Informações da Amostra					
Identificação Interna:	CQ 13.0656				
Identificação do Cliente:	Não informado	Tipo de amostra:	Desconhecido		
Equipamentos Utilizados					
Identificação do Equipamento:	Análise realizada no Equipamento EA 1112 - LCPB008	Identificação da Balança:	LCPB 008		
Informações sobre o Ensaio					
Procedimento:	PD LCPB 016	Norma:	ASTM 5291		
Data da solicitação:	13/05/2013	Data do Recebimento:	13/05/2013		
Resultados Obtidos					
Replicata	Massa (mg)	Nitrogênio (%m/m)	Carbono (%m/m)	Hidrogênio (%m/m)	Enxofre (%m/m)
1	1,492	0,207162231	89,484100342	7,343321800	0,000000000
2	2,300	0,157831650	90,737045288	7,369004726	0,000000000
3	2,620	0,118915789	88,640365601	7,487837791	0,000000000
4	-	-	-	-	-
5	-	-	-	-	-
Desvio Padrão	-	0,0	1,1	0,1	0,0
Média	-	<0,3	89,6	7,4	<0,3
Material de referência	Meltonina	9,390000343	40,250000000	7,429999828	21,489999771
Valor lido pelo aparelho (antes da análise da amostra)	2,640	9,880786896	40,449256897	7,489555836	22,969675064
Valor lido pelo aparelho (após a análise da amostra)	2,768	9,345981598	41,203814642	7,409612656	20,186180115
Observações:	Amostra foi macerada e foi adicionado peróxido de vanádio				
Técnico Executor:	Jefferson Rodrigues	Data da realização do ensaio:	21/05/2013		
Coordenadora técnica:	Cristiane Portella	Data da emissão do relatório:	22/05/2013		

Os resultados apresentados valem única e exclusivamente para as amostras ensaladas.

Este documento só pode ser reproduzido por inteiro. Reprodução de partes requer aprovação escrita do laboratório.

Fim de relatório.

ANEXO 2

Certificado de calibração do monitor WENDI



IRD - Instituto de Radioproteção e Dosimetria
LNMRI - Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes

Certificado de Calibração

Identificação do certificado

Certificado Nº: LNMRI 0779/2014 Data da Calibração: 24/09/2014 OS Nº: 0490/2014 Página: 1/2

Identificação do cliente

Razão Social: IRD - Instituto de Radioproteção e Dosimetria
Área/Setor: IRD/LNMRI/LN - Laboratório de Nêutrons
Endereço: Av. Salvador Allende, s/n - Recreio dos Bandeirantes
22780-160 - Rio de Janeiro - RJ

Identificação do instrumento / detector

Tipo: Monitor de área	Tipo: Proporcional He3
Fabricante: Thermo Scientific	Fabricante: Thermo Scientific
Modelo: FH40G	Modelo: FHT762
Número de Série: 022004	Número de Série: 0237

Intervalo de variação das condições ambientais

Temperatura: $23,1 \pm 0,5$ °C Pressão: $102,1 \pm 0,5$ kPa Umidade relativa do ar: 56 ± 5 %

Geometria de calibração

Eixo longitudinal do instrumento coincidente com o feixe de radiação de referência.

Ponto de referência

Centro geométrico do detector.

Procedimento de calibração

O instrumento foi calibrado em um campo de radiação ionizante de referência gerado pelo padrão, sendo suas leituras tomadas em pontos ao longo da amplitude da faixa de sua escala.

Padrão utilizado

Descrição/Certificado:	Espectro:	Modelo:	Série:
Fonte de nêutrons/ LNMRI 0580/2008	Am-241/Be-9	SN 4	80

Data de emissão do certificado: Rio de Janeiro, 24 de setembro de 2014.


Anderson Ricardo Leiras dos Santos
Executante


Karla Cristina de Souza Patrão
Responsável técnico

REDE DE REFERÊNCIA
TECNOLÓGICAS EM
RADIOPROTEÇÃO E
DOSIMETRIA



Estes resultados referem-se exclusivamente ao instrumento submetido à calibração, nas condições especificadas no texto deste Certificado, não sendo extensivo a quaisquer outros instrumentos. Sua reprodução só poderá ser completa e dependerá da autorização formal do LNMRI.

Instituição Designada pelo INMETRO, integrante da Rede de Laboratórios de Dosimetria Padrão Secundário da AIEA
Centro de Colaboração da Organização Mundial de Saúde para Dosimetria das Radiações

Av. Salvador Allende, s/n - Recreio dos Bandeirantes - CEP 22780-160 - Rio de Janeiro - RJ
Tel.: (21)2173-2862 - Fax: (21)2173-2863 - e-mail: cliente@ird.gov.br



Certificado de Calibração

Identificação do certificado

Certificado Nº: LNMRI 0779/2014 Data da Calibração: 24/09/2014 OS Nº: 0490/2014 Página: 2/2

Resultados

Taxa de equivalente de dose ambiente (H*)	Faixas calibradas	Indicação média do instrumento		Incerteza expandida para 95,45 % $\mu\text{Sv/h}$	Fator de abrangência (k)
		Antes do ajuste ($\mu\text{Sv/h}$)	Sem ou após o ajuste ($\mu\text{Sv/h}$)		
20 $\mu\text{Sv/h}$	AUT-20		22	3	2,02
50 $\mu\text{Sv/h}$	AUT-50		53	6	2,00
80 $\mu\text{Sv/h}$	AUT-80		80	9	2,00
200 $\mu\text{Sv/h}$	AUT-200		204	23	2,00
500 $\mu\text{Sv/h}$	AUT-500		515	56	2,00
800 $\mu\text{Sv/h}$	AUT-800		813	91	2,00
2,00 mSv/h	AUT-2000		2023	162	2,00
5,00 mSv/h	AUT-5000		4838	387	2,00

Laboratório onde foi realizada a calibração: Laboratório de Nêutrons - LN/LNMRI.

Notas:

- A incerteza expandida da medição relatada é declarada como a incerteza padrão de medição multiplicada pelo fator de abrangência $k=XX$ (fornecido na Tabela de Resultados), o qual para uma distribuição t com $v_{ef}=YY$ graus de liberdade efetivos corresponde a uma probabilidade de abrangência de aproximadamente 95%.
- O ajuste do instrumento, quando realizado, não faz parte do escopo de acreditação do laboratório.

Estes resultados referem-se exclusivamente ao instrumento submetido à calibração, nas condições especificadas no texto deste Certificado, não sendo extensivo a quaisquer outros instrumentos. Sua reprodução só poderá ser completa e dependerá da autorização formal do LNMRI.

Instituição Designada pelo INMETRO, Integrante da Rede de Laboratórios de Dosimetria Padrão Secundária da AIEA
Centro de Colaboração da Organização Mundial de Saúde para Dosimetria das Radiações

Av. Salvador Allende, s/nº - Recreio dos Bandeirantes - CEP 22780-160 - Rio de Janeiro - RJ
Tel.: (21)2173-2862 - Fax: (21)2173-2863 - e-mail: cliente@ird.gov.br

ANEXO 3

Certificado de calibração do monitor NRD600



IRD - Instituto de Radioproteção e Dosimetria
LNMRI - Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes

Certificado de Calibração

Identificação do certificado

Certificado Nº: LNMRI 0656/2016 Data da Calibração: 15/06/2015 OS Nº: 0149/2016 Página: 1/2

Identificação do cliente

Razão Social: IRD - Instituto de Radioproteção e Dosimetria
Área/Setor: IRD/LNMRI/LN - Laboratório de Nêutrons
Endereço: Av. Salvador Allende, s/n - Recreio dos Bandeirantes
22780-160 - Rio de Janeiro - RJ

Identificação do instrumento / detector

Tipo: Monitor de área	Tipo: GM
Fabricante: Thermo Electron Corporation	Fabricante: Eberline
Modelo: Eberline E600	Modelo: SHP 270
Número de Série: 2136	Número de Série: -

Intervalo de variação das condições ambientais

Temperatura: $21,9 \pm 0,8$ °C Pressão: $101,3 \pm 0,5$ kPa Umidade relativa do ar: $47,5 \pm 4$ %

Geometria de calibração

Eixo longitudinal do instrumento coincidente com o feixe de radiação de referência.

Ponto de referência

Centro geométrico do detector.

Procedimento de calibração

O instrumento foi calibrado em um campo de radiação ionizante de referência gerado pelo padrão, sendo suas leituras tomadas em pontos ao longo da amplitude da faixa de sua escala.

Padrão utilizado

Descrição/Certificado:	Espectro:	Modelo:	Série:
Fonte de nêutrons/ LNMRI 0580/2008	Am-241/Be-9	SN 4	80

Data de emissão do certificado: Rio de Janeiro, 18 de março de 2016.


Carlos Alberto L. S. Filho
Executante


Walsan Wagner Pereira
Responsável técnico



Estes resultados referem-se exclusivamente ao instrumento submetido à calibração, nas condições especificadas no texto deste Certificado, não sendo estensivo a quaisquer outros instrumentos. Sua reprodução só poderá ser completa e dependerá da autorização formal do LNMRI.

Instituição Designada pelo INMETRO. Integrante da Rede de Laboratórios de Dosimetria Padrão Secundário da AIEA
Centro de Colaboração da Organização Mundial de Saúde para Dosimetria das Radiações

Av. Salvador Allende, s/nº - Recreio dos Bandeirantes - CEP 22780-160 - Rio de Janeiro - RJ
Tel.: (21)2173-2862 - Fax: (21)2173-2863 - e-mail: cliente@ird.gov.br



IRD - Instituto de Radioproteção e Dosimetria
LNMRI - Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes

Certificado de Calibração

Identificação do certificado

Certificado Nº: LNMRI 0656/2016 Data da Calibração: 15/06/2015 OS Nº: 0149/2016 Página: 2/2

Resultados

Taxa de equivalente de dose ambiente (H*)	Faixas calibradas	Indicação média do instrumento		Incerteza expandida para 95,45 % $\mu\text{Sv/h}$	Fator de abrangência (k)
		Antes do ajuste ($\mu\text{Sv/h}$)	Sem ou após o ajuste ($\mu\text{Sv/h}$)		
20 $\mu\text{Sv/h}$	20 $\mu\text{Sv/h}$	-	22	6	2,24
50 $\mu\text{Sv/h}$	50 $\mu\text{Sv/h}$	-	77	16	2,24
80 $\mu\text{Sv/h}$	80 $\mu\text{Sv/h}$	-	108	17	2,18
200 $\mu\text{Sv/h}$	200 $\mu\text{Sv/h}$	-	184	28	2,09
500 $\mu\text{Sv/h}$	500 $\mu\text{Sv/h}$	-	497	57	2,02
800 $\mu\text{Sv/h}$	800 $\mu\text{Sv/h}$	-	718	83	2,01
2,0 mSv/h	2 mSv/h	-	1,7	0,7	2,00
5,0 mSv/h	5 mSv/h	-	4,7	0,9	2,00

Laboratório onde foi realizada a calibração: Laboratório de Metrologia de Nêutrons - LN/LNMRI.

Notas:

- A incerteza expandida da medição relatada é declarada como a incerteza padrão de medição multiplicada pelo fator de abrangência $k=XX$ (fornecido na Tabela de Resultados), o qual para uma distribuição t com $\nu_{\text{eff}}=YY$ graus de liberdade efetivos corresponde a uma probabilidade de abrangência de aproximadamente 95%.
- O ajuste do instrumento, quando realizado, não faz parte do escopo de acreditação do laboratório.

Estes resultados referem-se exclusivamente ao instrumento submetido à calibração, nas condições especificadas no texto deste Certificado, não sendo extensivo a quaisquer outros instrumentos. Sua reprodução só poderá ser completa e dependerá da autorização formal do LNMRI.

Instituição Designada pelo INMETRO. Integrante da Rede de Laboratórios de Dosimetria Padrão Secundário da AIEA
Centro de Colaboração da Organização Mundial de Saúde para Dosimetria das Radiações

Av. Salvador Allende, s/nº - Recreio dos Bandeirantes - CEP 22780-160 - Rio de Janeiro - RJ
Tel.: (21)2173-2862 - Fax: (21)2173-2863 - e-mail: cliente@ird.gov.br

ANEXO 4

Coeficientes de Conversão recomendados pela publicação nº 74 da ICRP(ICRP, 1995) utilizado para converter fluxo de nêutrons em equivalente de dose ambiental.

Tabela A2.1 – Equivalente de dose ambiental por fluxo de nêutrons, $H^*(10)/\phi$, em pSv.cm^2 para nêutrons monoenergéticos incidentes em várias geometrias sobre a esfera da ICRU.

Energia (MeV)	$H^*(10)/\phi$ (pSv.cm^2)	Energia (MeV)	$H^*(10)/\phi$ (pSv.cm^2)	Energia (MeV)	$H^*(10)/\phi$ (pSv.cm^2)
1,00E-09	6,6	2,00E-02	16,6	8,00E+00	409,0
1,00E-08	9,0	3,00E-02	23,7	9,00E+00	420,0
2,50E-08	10,6	5,00E-02	41,1	1,00E+01	440,0
1,00E-07	12,9	7,00E-02	60,0	1,20E+01	480,0
2,00E-07	13,5	1,00E-01	88,0	1,40E+01	520,0
5,00E-07	13,6	1,50E-01	132,0	1,50E+01	540,0
1,00E-06	13,3	2,00E-01	170,0	1,60E+01	555,0
2,00E-06	12,9	3,00E-01	233,0	1,80E+01	570,0
5,00E-06	12,0	5,00E-01	322,0	2,00E+01	600,0
1,00E-05	11,3	7,00E-01	375,0	3,00E+01	515,0
2,00E-05	10,6	9,00E-01	400,0	5,00E+01	400,0
5,00E-05	9,9	1,00E+00	416,0	7,50E+01	330,0
1,00E-04	9,4	1,20E+00	425,0	1,00E+02	285,0
2,00E-04	8,9	2,00E+00	420,0	1,25E+02	260,0
5,00E-04	8,3	3,00E+00	412,0	1,50E+02	245,0
1,00E-03	7,9	4,00E+00	408,0	1,75E+02	250,0
2,00E-03	7,7	5,00E+00	405,0	2,01E+02	260,0
5,00E-03	8,0	6,00E+00	400,0	-----	-----
1,00E-02	10,5	7,00E+00	405,0	-----	-----

APÊNDICE I

Artigo publicado na revista Radiation Protection Dosimetry em março de 2014

Radiation Protection Dosimetry Advance Access published March 13, 2014

Radiation Protection Dosimetry (2014), pp. 1–5

doi:10.1093/rpd/ncu040

THERMAL NEUTRON CALIBRATION CHANNEL AT LNMRI/IRD

A. Astuto^{1,2*}, A.P. Salgado¹, S.P. Leite², K.C.S. Patrão², E.S. Fonseca³, W.W. Pereira^{2,3} and R.T. Lopes¹

¹Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE/UFRJ, Av. Horácio Macedo, 2030, Bloco G/Sala 206, Centro de Tecnologia, Cidade Universitária, Ilha do Fundão, CEP: 21941-914, Rio de Janeiro, RJ, Brazil

²Fundação Técnico Educacional Souza Marques, FTESM, Av. Ernani Cardoso, 335, Cascadura, CEP: 21310-310, Rio de Janeiro, RJ, Brazil

³Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes LNMRI/IRD, Av. Salvador Allende, s/n, Barra da Tijuca, CEP: 22783-127, Rio de Janeiro, RJ, Brazil

*Corresponding author: achillesbr@gmail.com, karla@ird.gov.br

The Brazilian Metrology Laboratory of Ionizing Radiations (LNMRI) standard thermal neutron flux facility was designed to provide uniform neutron fluence for calibration of small neutron detectors and individual dosimeters. This fluence is obtained by neutron moderation from four ²⁴¹Am-Be sources, each with 596 GBq, in a facility built with blocks of graphite/paraffin compound and high-purity carbon graphite. This study was carried out in two steps. In the first step, simulations using the MCNPX code on different geometric arrangements of moderator materials and neutron sources were performed. The quality of the resulting neutron fluence in terms of spectrum, cadmium ratio and gamma–neutron ratio was evaluated. In the second step, the system was assembled based on the results obtained on the simulations, and new measurements are being made. These measurements will validate the system, and other intercomparisons will ensure traceability to the International System of Units.

INTRODUCTION

The standard thermal neutron flux facility of the Brazilian Metrology Laboratory of Ionizing Radiations (*Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes*—LNMRI), in Rio de Janeiro, was designed to provide uniform neutron fluence on a suitable region for calibration of small neutron detectors and individual dosimeters. This fluence is obtained by four ²⁴¹Am-Be neutron sources with 596 GBq inside a facility built with blocks of paraffin with graphite added (PG) and with high-purity carbon graphite blocks (see Figure 1). It replaces the first system built in a graphite and wax paraffin parallelogram with a 5 × 10 cm neutron fluence channel and two ²⁴¹Am-Be sources with 185 GBq.

Although the International Organization for Standardization recommends the use of a moderated-reactor or accelerator-produced neutron to produce thermal neutron fields⁽¹⁾, the use of radioisotopes in a suitable thermal device is desirable, mainly due to its stable fluence and easy operation. Therefore, it is currently being used by several calibration laboratories^(2,3).

The material for the apparatus construction was obtained from an old unfinished project of the *Instituto de Radioproteção e Dosimetria* (IRD), which used paraffin with graphite blocks (216 tablets with 10 × 10 × 60 cm) and high-purity graphite blocks (108 tablets with 5 × 10 × 60 cm).

The current facility was built in a cube with these materials, with 1.2 × 1.2 × 1.2 m size over a steel platform of ~50 cm from the floor. A central

chamber with 10 × 10 × 10 cm size at the facility centre is connected to the outside by a central channel (10 × 10 × 55 cm). Four ²⁴¹Am-Be neutron sources equally spaced are used in order to obtain a homogeneous central thermal neutron fluence field for calibration purposes.

Monte Carlo simulations and experimental studies have been carried out in order to characterise the neutron fluence rates and spectra at the central chamber, along the central channel and a round the cube.

METHODOLOGY

This study was carried out in two steps. In the first step, simulations using the MCNPX code⁽⁴⁾ on different geometric arrangements of moderator materials and neutron sources were performed. In the second step, the pile system was assembled based on the results obtained by the simulation. Measurements and simulations are being done on this system.

Simulations

Simulations were made to study how the thermal neutrons fluence could be changed by adding graphite on the paraffin. Simulations were performed in varying material composition and geometrical designs between neutron sources and the central chamber centre (see the graph in Figure 2). In the central chamber, the highest cadmium rate (CdR) was obtained by using the arrangement with 10-cm PG

APÊNDICE II

Artigo aceito para publicação no Journal of Physics: Conference Series.

New thermal neutron calibration channel at LNMRI/IRD

A Astuto^{1,2}, K C S Patrão³, E S Fonseca³, W W Pereira^{2,3} and R T Lopes¹

¹Universidade Federal do Rio de Janeiro – COPPE/UFRJ. Av. Horácio Macedo, 2030, Bloco G/Sala 206 – Centro de Tecnologia – Cidade Universitária, Ilha do Fundão, CEP: 21941-914, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.

²Fundação Técnico Educacional Souza Marques - FTESM. Av. Ernani Cardoso, 335, Cascadura, CEP: 21310-310, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.

³Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes LNMRI/IRD. Av. Salvador Allende, s/n, Barra da Tijuca, CEP: 22783-127, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.

E-mail: achillesbr@gmail.com

Abstract: A new standard thermal neutron flux unit was designed in the National Ionizing Radiation Metrology Laboratory (LNMRI) for calibration of neutron detectors. Fluence is achieved by moderation of four ²⁴¹Am-Be sources with 0.6 TBq each, in a facility built with graphite and paraffin blocks. The study was divided into two stages. First, simulations were performed using MCNPX code in different geometric arrangements, seeking the best performance in terms of fluence and their uncertainties. Last, the system was assembled based on the results obtained on the simulations. The simulation results indicate quasi-homogeneous fluence in the central chamber and H*(10) at 50 cm from the front face with the polyethylene filter.

Keywords: Neutron Metrology; Neutron Fluence; Monte Carlo Simulation; Calibration.