



## **TITULO DO TR ESTUDO DE UM SISTEMA DE IMAGEM PARA RADIOGRAFIAS COM NÊUTRONS RÁPIDOS**

Karol Amon Marx de Oliveira

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.

Orientadora: Verginia Reis Crispim

Rio de Janeiro  
Setembro de 2011

# **ESTUDO DE UM SISTEMA DE IMAGEM PARA RADIOGRAFIAS COM NÊUTRONS RÁPIDOS**

Karol Amon Marx de Oliveira

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<sup>ª</sup>. Verginia Reis Crispim, D.Sc.

---

Prof. Ademir Xavier da Silva, D.Sc.

---

Dr. Evaldo Simões da Fonseca, D.Sc.

---

Dr. Luiz Eduardo Barreira Brandão, D.Sc.

---

Prof. Fernando Carvalho da Silva, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ – BRASIL

SETEMBRO DE 2011

Oliveira, Karol Amon Marx de

Estudo de imagem para radiografias com nêutrons rápidos/ Karol Amon Marx de Oliveira – Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2011.

XII, 132 p.:il; 29,7 cm.

Orientadora: Verginia Reis Crispim.

Tese (doutorado) – UFRJ/COPPE/Programa de Engenharia Nuclear, 2011.

Referências Bibliográficas: p. 97–108.

1. Neutronografia. 2. Simulação e projeto. 3. Irradiador de Nêutrons. I. Crispim, Verginia Reis. II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Programa de Engenharia Nuclear III. Título.

Dedico este trabalho e este período de minha vida ao ato de viver, sobre todas as formas visíveis e invisíveis, foi preciso apreender muito para conseguir este título, aprender a ter humildade, sem esta não se aprende nada, reconhecer meus erros e aceitar o conhecimento de todos sem exceção, do analfabeto ao acadêmico. Dedico então este trabalho a todo ser, a toda forma de energia que interagi até o atual momento de minha vida e que me fizeram ser o que sou.

## AGRADECIMENTOS

A Deus.

Agradeço imensamente a Prof<sup>a</sup> Verginia Reis Crispin por confiar em mim e me compreender nos momentos de dificuldades me orientando com segurança e conhecimento ao longo deste trabalho.

Ao Prof<sup>or</sup> Ademir Xavier da Silva pela imensa colaboração, pelas sugestões valiosas e discussões a respeito das simulações e metodologias aplicadas ao longo da tese, pelo valioso trabalho de docência e amizade aplicados em suas aulas.

Aos integrantes do Laboratório de Nêutrons do IRD, Evaldo Simões da Fonseca, Walsan, Carla e Letícia, por todo o suporte, colaboração e paciência nas atividades de irradiação.

Aos amigos do Reator Argonauta do IEN, principalmente o Sr. Francisco José de Oliveira Ferreira.

A CNEN pelo suporte financeiro pôr um bom período deste trabalho.

Aos professores do Programa de Engenharia Nuclear da COPPE/UFRJ;

À Tânia R.M. Moraes, Josevalda L. Noronha (Jô) e a todo corpo administrativo do PEN/COPPE/UFRJ;

Aos colegas do grupo de Neutronografia do PEN-COPPE/UFRJ, pelos incentivo e apoio recebidos.

Ao departamento de Física e colegas de trabalho da UFRRJ pelo apoio recebido.

Aos amigos Elias, Lúcia, Maria Aparecida, Gabriel, Dona Rosa, Cristina, Cleber, Roberto, Kátia, Miguel, Regina, Issac, Denis, Tiago, Gustavo, Fábio, Juliana, Lana, Ozéias, Eduardo pela amizade, companheirismo e incentivos recebidos em fases deste trabalho.

A minha mãe Lurdes e meus familiares Kati, Kirk, Rosaldo, Lilit, Altino, Beloni, Fabiola e Tiago por sempre quererem o meu bem.

A luz do meu viver, minha filha Maíra e a minha companheira e amiga Elisa.

Finalmente, a todos que, direta ou indiretamente, contribuíram para a realização deste trabalho.

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

## ESTUDO DE UM SISTEMA DE IMAGEM PARA RADIOGRAFIAS COM NÊUTRONS RÁPIDOS

Karol Amon Marx de Oliveira

Setembro/ 2011

Orientador: Verginia Reis Crispim

Programa: Engenharia Nuclear

Este trabalho objetiva o projeto e a construção de um sistema denominado de Irradiador de Nêutrons, usando uma fonte de Amerício-Berílio ( $^{241}\text{Am-Be}$ ), destinado à obtenção de radiografias com nêutrons rápidos de objetos espessos. Trata-se de um sistema de baixo custo, se comparado aos reatores nucleares e aceleradores de partícula.

A aquisição de imagem será feita com o detector sólido de traços nuclear CR-39, via interação (n,p), e o aparato formado por uma tela conversora de nêutrons acoplada intimamente a uma folha de filme radiográfico industrial. O sistema visa à inspeção não destrutiva de diversos materiais, principalmente, materiais ricos em hidrogênio, oxigênio, nitrogênio e carbono, que compõem muitos artefatos explosivos e alguns narcóticos, assim como peças espessas de materiais pesados verificando a existência de incrustações, vazios e diferenças de espessura dos corpos de provas inspecionados.

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

## STUDY OF A SYSTEM FOR IMAGE RADIOGRAPHY WITH FAST NEUTRON

Karol Amon Marx de Oliveira

September/ 2011

Adivisor: Verginia Reis Crispim

Departament: Nuclear Engenharia

This paper aims to design and build a system called Neutron irradiator, using a source of Americium-Beryllium ( $^{241}\text{Am}/\text{Be}$ ) for obtaining radiographs with fast neutrons from thick objects. It is a low-cost system, compared to nuclear reactors and particle accelerators. The image acquisition is done with the solid detector CR-39 nuclear traces, by interaction (n, p), and a display apparatus formed by converting neutrons tightly coupled to a sheet of radiographic film industry.

The system is aimed at non-destructive inspection of various materials, especially materials rich in hydrogen, oxygen and carbon, which make up many explosive devices and some narcotics, and thick pieces of heavy materials verifying the presence of fouling, empty and differences in thickness of the specimens.

# SUMÁRIO

## Capítulo I

|  |           |
|--|-----------|
| <b>Introdução</b> .....                            | <b>01</b> |
| I.1 – Generalidades .....                          | 01        |
| I.2 – Objetivo .....                               | 02        |
| I.3 – Revisão Bibliográfica .....                  | 04        |
| 1.3.1 – Ensaio Não-Destrutivo .....                | 04        |
| 1.3.2 – Ensaio Radiográfico .....                  | 05        |
| 1.3.3 – Neutronografias .....                      | 06        |
| 1.3.4 – Neutronografias com Nêutrons Rápidos ..... | 09        |

## Capítulo II

|  |           |
|--|-----------|
| <b>Fundamentos Teóricos</b> .....                      | <b>13</b> |
| II.1 – Ensaio Não-Destrutivo .....                     | 13        |
| II.2 – Radiografias .....                              | 14        |
| II.3 – Neutronografias (NR) .....                      | 15        |
| II.4 – Neutronografia com nêutrons rápidos (FNR) ..... | 20        |
| II.5 – Sistema Neutronográfico .....                   | 21        |
| II.5.1 – Fonte de Nêutrons .....                       | 21        |
| II.5.2 – Moderação .....                               | 24        |
| II.5.3 – Colimação .....                               | 24        |
| II.5.4 – Filtros .....                                 | 27        |
| II.5.5 – Sistema de Imageamento .....                  | 27        |
| II.5.6 – Blindagem .....                               | 39        |
| II.6 – Caracterização da Imagem Neutronográfica .....  | 42        |
| II.7 – O Código de Monte Carlo (MCNP) .....            | 45        |



## Capítulo III

|   |           |
|---|-----------|
| <b>Materiais e Métodos .....</b>                            | <b>49</b> |
| III.1 – Estudo do Sistema .....                             | 49        |
| III.1.1 – Fonte Neutrônica .....                            | 49        |
| III.1.2 – Colimação .....                                   | 54        |
| III.1.3 – Blindagem .....                                   | 61        |
| III.1.4 – Projeto do Irradiador de Nêutrons .....           | 70        |
| III.2 – Construção do Irradiador de Nêutrons .....          | 71        |
| III.2.1 – Estrutura externa do Irradiador de Nêutrons ..... | 71        |
| III.2.2 – Gaveta colimadora .....                           | 73        |
| III.2.3 – Blindagem .....                                   | 74        |
| III.2.4 – Aparato de Inserção/suspensão da fonte.....       | 76        |
| III.2.5 – O Irradiador de Nêutrons .....                    | 76        |
| III.3 – Corpos de prova .....                               | 77        |

## Capítulo IV

|   |           |
|---|-----------|
| <b>Resultados .....</b>   |           |
| IV.1 – Taxa de Equivalente de dose experimental .....                       | <b>81</b> |
| IV.2 – Obtenção de Neutronografias .....                                    | 81        |
| IV.2.1 – Obtenção de imagens neutronográficas com o detector de CR-39 ..... | 83        |
| IV.2.2 – Obtenção de imagens neutronográficas com Filme Radiográfico .....  | 84        |
| IV.2.5 – Imagens Neutronográficas .....                                     | 85        |
| IV.3 – Discussão dos resultados .....                                       | 85        |
| IV.3.1 – Caracterização das Imagens Neutronográficas .....                  | 89        |
|   | 90        |

## Capítulo V

|  |            |
|--|------------|
| <b>Conclusões .....</b>                              | <b>95</b>  |
| <b>Referências Bibliográficas .....</b>              | <b>97</b>  |
| <b>Anexo I – Descrição Geral dos Materiais .....</b> | <b>109</b> |
| <b>Anexo II – Seção de Choque Total (MCNP) .....</b> | <b>114</b> |
| <b>Anexo III – <i>Input</i> MCNP .....</b>           | <b>124</b> |

## Lista de Siglas

- ALARA** – *As Low As Reasonably Achievable*.
- BG** – *Back Ground*.
- BN** – Nitreto de Boro.
- CCD** - *Charge-Coupled Device*, Dispositivo de Carga Acoplada.
- CNEN** – Comissão Nacional de Energia Nuclear.
- COPPE** - Instituto Alberto Luiz Coimbra de Pós-Graduação e Pesquisa de Engenharia.
- CR-39** – Detector sólido de traços nuclear, carbonato de diglicol alílico,  $C_{12}H_{18}O_7$ .
- END** – Ensaio Não-Destrutivo.
- ESF** – *Edge Spread Function*, Função de Borda Difusa.
- FNR** – *Fast Neutron Radiography*, Neutronografia com Nêutrons Rápidos.
- FNR-TV** – *Television Fast Neutron Radiography*.
- ICRP** - *International Commission on Radiological Protection*.
- IEN** – Instituto de Engenharia Nuclear.
- INRNL** – *International Neutron Radiography Newsletter*.
- IPF** – Indicador de Pureza de Feixe.
- IRD** – Instituto de Radioproteção e Dosimetria.
- IRV** – Indicador de Resolução Visual, Penetrâmetro.
- LANL** – *Los Alamos National Laboratory*.
- LN** – Laboratório de Nêutrons.
- LNRTR** – Laboratório de Neutronografia em Tempo Real.
- MCNP** – Código computacional *Monte Carlo N-Particle*.
- MTF** – *Modulation Transfer Function*, Função de Transferência de Modulação.
- NC** – Níveis de Cinza.
- NDI** – *Nondestructive Inspection*.
- NDT** – *Nondestructive Testing*.
- NR** – *Neutron Radiography*, Neutronografia.
- NRN** – *Neutron Radiography Newsletter*.

**NRTR** – Neutronografia em Tempo Real.

**NRWG** – *Neutron Radiography World Group*.

**PEN** – Programa de Engenharia Nuclear.

**SEI** – Sistema Eletrônico de Imagiamento.

**SNQC** – Sistema Nacional de Qualificação e Certificação de Pessoal.

**SSNTD** – *Solid State Nuclear Track Detectors*.

**UFRJ** – Universidade Federal do Rio de Janeiro.

**U<sub>g</sub>** – *Unsharpness Geometric*, Sombra Geométrica.

<sup>252</sup>**Cf** – Califórnio, 252.

<sup>241</sup>**Am/Be** – Amerício/Berílio.

# CAPÍTULO I

## INTRODUÇÃO

### I.1 - Generalidades

A Radiografia com Nêutrons (NR), também conhecida como Neutronografia, é uma importante técnica de Ensaio Não Destrutivos (END), que visa inspecionar amostras, caracterizando-as, quanto aos materiais que a compõem, forma e dimensão. Pode mostrar que componentes e processos utilizados têm uma requerida qualidade. Pode identificar defeitos capazes de comprometer o desempenho específico da amostra inspecionada, sem, contudo, destruí-la ou introduzir quaisquer alterações em suas características [ANDREUCCI, 2003].

Uma radiografia convencional baseia-se na atenuação diferenciada da radiação penetrante pelos materiais que compõem a amostra inspecionada. A intensidade da radiação que chega ao sistema de imageamento depende das propriedades atenuadoras da matéria, levando em consideração todos os processos de interação entre a radiação e os materiais constituintes da amostra, tornando possível visualizar detalhes estruturais, tais como, defeitos internos, vazios, incrustações, etc, conforme mostra a Figura I.1.

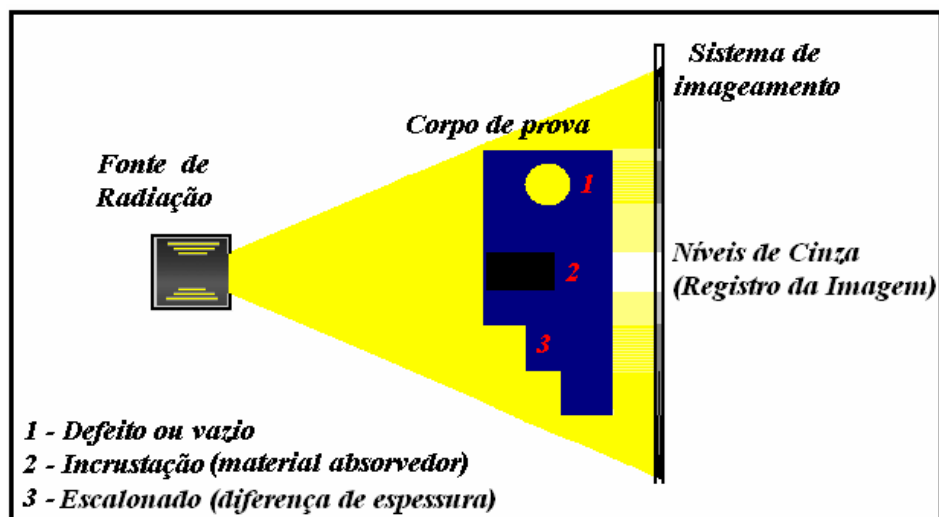


Figura I.1 – Diagrama esquemático de um ensaio radiográfico.

A Neutronografia (NR) é um tipo de radiografia que usa nêutrons como radiação incidente. Os nêutrons, por não apresentarem carga elétrica, atravessam as camadas eletrônicas dos átomos até atingirem os núcleos atômicos. Diferem dos raios-x e raios  $\gamma$ , que podem interagir com os elétrons orbitais. O desprovemento de carga garante aos nêutrons uma interação diferenciada com a matéria e possibilita a inspeção de certas amostras que a radiografia com raios-x e a radiografia com raios- $\gamma$  (gamagrafia) não são capazes de fazer [DOMANUS, 1992]. Uma NR pode ser realizada com nêutrons de diversas energias, conforme apresentado posteriormente na Tabela II.1, sendo a NR com nêutrons térmicos a mais difundida e indicada para diversas aplicações [DOMANUS, 1992].

Uma neutronografia com nêutrons rápidos, do inglês Fast Neutron Radiography – FNR, vem sendo aceita como uma promissora ferramenta de inspeção não-destrutiva, pois o poder de penetração dos nêutrons rápidos na matéria é alto. Uma FNR é mais apropriada que uma Neutronografia com nêutrons térmicos (NR), sobretudo, quando a amostra a ser inspecionada tem uma grande espessura e é constituída de elementos de alta densidade. Embora o emprego da FNR seja ainda recente e menos utilizado do que a NR, um dos principais motivos é a dificuldade no registro (detecção) de imagens de FNR.

## I.2 – Objetivo

Este trabalho objetiva o projeto e a construção de um sistema denominado de Irradiador de Nêutrons, usando uma fonte de Amerício-Berílio,  $^{241}\text{Am-Be}$ , destinado a obtenção de radiografias com nêutrons rápidos de objetos espessos. Trata-se de um sistema de baixo custo, se comparado aos reatores nucleares e aceleradores de partícula.

A aquisição de imagem será feita com o detector sólido de traços nuclear CR-39, via interação (n,p), e o aparato formado por uma tela conversora de nêutrons acoplada intimamente a uma folha de filme radiográfico industrial.

O sistema visa à inspeção não destrutiva de diversos materiais, principalmente, materiais ricos em hidrogênio, oxigênio, nitrogênio e carbono, que compõem muitos artefatos explosivos e alguns narcóticos, assim como peças espessas de materiais pesados.

As Neutronografias realizadas com este irradiador poderão verificar a existência ou não de incrustações, vazios e diferenças de espessura de corpos de prova.

O Irradiador de Nêutrons é composto por: fonte, blindagem e colimador, cujas dimensões foram otimizadas por simulação computacional com o código, Monte Carlo *N-Particle* – MCNP [BRIESMEISTER, 2001], que permitiu projetá-los e construí-los. Para a construção desses aparatos complementares, os parâmetros de mérito a se estimar foram a maximização do fluxo de nêutrons rápidos no plano da imagem e a menor espessura de blindagem do Irradiador para conter as radiações gama e nêutrons em níveis permissíveis de dose, segundo o Regulamento técnico da CNEN NN-3.01.

A presente tese de doutorado está subdividida em capítulos, onde, no capítulo II, introduziu-se os fundamentos teóricos essenciais ao entendimento das técnicas envolvidas, sendo abordados os seguintes tópicos: Ensaio Não Destrutivo (END); Radiografia; Neutronografia, NR e Neutronografia com Nêutrons Rápidos, *Fast Neutron Radiography* – FNR; interação dos nêutrons com a matéria; e instrumentação auxiliar à técnica de neutronográfica, sistemas de imageamento e o código computacional MCNP.

No capítulo III, Metodologia Teórica, serão abordadas as estruturas dos cálculos e simulações realizadas com o código computacional MCNP de forma a se obter as melhores condições operacionais de feixe de nêutrons rápidos, colimação e blindagem, que foram essenciais na elaboração do projeto do Irradiador de Nêutrons. As etapas e construção do Irradiador de Nêutrons, também são apresentadas neste capítulo.

No capítulo IV, o arranjo neutronográfico experimental construído, as peças usadas como corpo de prova, os sistemas detectores utilizados para aquisição das imagens são descritos, além de apresentados os resultados das simulações teóricas realizadas; do monitoramento radiométrico em torno do Irradiador de Nêutrons; das Neutronografias realizadas e cálculo de resolução neutronográfica pela Função de Borda Difusa, *Edge Spread Function* – ESF e Função Transferência de Modulação, *Modulation Transfer Function* – MTF.

No capítulo V, são apresentadas as conclusões, viabilidade, aplicações assim como, são sugeridos trabalhos futuros com o Irradiador de Nêutrons.

## I.2 – Revisão Bibliográfica

### I.2.1 – Ensaio Não-Destrutivo (END)

A utilização industrial de Ensaio Não-Destrutivo (END) aumentou significativamente durante a II Guerra Mundial, apesar de algumas técnicas serem conhecidas e utilizadas numa escala limitada, muito antes dessa data. Diversos especialistas de técnicas mais particulares de END estenderam suas pesquisas para áreas mais abrangentes [HALMSHAW, 1991] e reconheceram a necessidade de se criar um centro inglês de pesquisa na área, em outubro de 1963. Após discussões aprofundadas com os pesquisadores, setores da indústria e associações de pesquisa, uma proposta para um centro nacional de END foi submetido ao ministério da tecnologia inglês em junho de 1966, o anúncio formal da criação do centro nacional inglês de pesquisa em END foi feito em 6 de fevereiro de 1967.[UNITED KINGDOM ATOMIC ENERGY AUTHORITY RESEARCH GROUP, 1969].

No início dos anos 70, os END tinham pouca ou nenhuma importância na maioria dos setores industriais no Brasil. O ensaio mais conhecido naquela época era o radiográfico. No final da década de 70, a construção de plataformas marítimas impulsionou de forma eficaz os setores de construção e montagem, caldeiraria e etc. As estruturas soldadas eram de geometria complexa e de grande porte, exigindo um controle de qualidade mais sofisticado, não só por seu ineditismo, mas por serem peças de grande responsabilidade e por conta das exigências das companhias certificadoras. Para resolver o problema de falta de técnicos nessa área, a PETROBRAS criou, em 1978, um setor especializado na qualificação e certificação de pessoal em Ensaio Não-Destrutivo, em São José dos Campos. Outras empresas montaram sistemas semelhantes de qualificação. No final dos anos 80, foi criado o Sistema Nacional de Qualificação e Certificação de Pessoal – SNQC, cujo principal objetivo é uniformizar a qualificação de profissionais em nível nacional [HENRIQUES & STASZCZAK, 2003].



## I.2.2 – Ensaios Radiográficos

Em 8 de novembro de 1895, Wilhelm Konrad Roentgen descobriu a existência da radiação X, quando, na Universidade de Wüzburg, Alemanha, ao repetir o experimento de outro cientista, Philipp Lenard, observou que os raios catódicos que escapavam de um tubo a vácuo, por uma estreita janela de alumínio, produziam uma luminescência em sais fluorescentes e um escurecimento em chapas fotográficas. Em seu primeiro, relatório científico, 28 de Dezembro de 1895, a respeito de sua descoberta, publicou o resultado de suas pesquisas científicas: “a superfície aquecida da parede de vidro é a fonte de raios-X; dali eles se propagam em linha reta e penetram na matéria. Nem todas as matérias podem ser penetradas com a mesma facilidade. Placas grossas de metal pareceram ser opacas, enquanto que ossos apresentaram-se transparentes para uma determinada alta tensão escolhida”. Roentgen expôs a mão esquerda de sua esposa aos raios-X e em pouco tempo, obteve a imagem radiográfica mostrada na Figura I.2. Essa descoberta valeu-lhe o prêmio Nobel de Física em 1901 [EISBERG, 1961].



Figura I.2 – Primeira radiografia, obtida por Roentgen, mostrando a imagem de uma aliança no dedo anelar.

Em janeiro de 1896, Roentgen realizou a primeira radiografia em público na Sociedade de Física Médica de Wüzburg e, a partir daí, várias experiências foram realizadas, tais como: 1) em abril de 1896, na Inglaterra, foi obtida a primeira radiografia de

um projétil de arma de fogo alojada no crânio de um paciente. 2) em março de 1911, Hensxhen radiografou o conduto auditivo interno alargado por um tumor no nervo acústico; 3) em novembro de 1912, Lackett e Stenvard descobriram ar nos ventrículos, ocasionados por uma fratura do crânio; 4) em 1920, iniciaram-se os estudos relativos à aplicação dos raios-X para inspeção de materiais, originando a Radiografia Industrial. 5) no Brasil, em 1937, Manuel de Abreu desenvolveu a Abreugrafia, um método rápido de inspecionar pacientes por suas radiografias do tórax, que ficou reconhecido mundialmente.

### I.2.3 – Neutronografia

Em relação às Neutronografias, radiografias com nêutrons, as primeiras foram realizadas, ainda no início da década de 30, na Alemanha, três anos após a descoberta do nêutron por Chadwich. Kallmann e Kuhn utilizaram um pequeno acelerador para a produção de nêutrons, segundo trabalho publicado em 1935 [DOMANUS, 1992]. Peter D., em 1946, na Alemanha, utilizou um acelerador mais potente para obter uma maior intensidade do feixe de nêutrons, tendo obtido radiografias de melhor qualidade [DOMANUS, 1992].

A NR deixou de ser estudada pela comunidade científica por um determinado tempo, quando as radiografias com raios x ou raios  $\gamma$  atingiram um maior destaque, até que em 1956, Thewlis e Derbyshire, em Harwell, Grã-Bretanha, resolveram desenvolver esta técnica; utilizando um reator nuclear, quando obtiveram NR de alta qualidade, mostrando possíveis aplicações e suas vantagens [DE MENEZES, 2000].

Na década de 70, muitos progressos foram alcançados por pesquisadores em Centros de Pesquisa dos Estados Unidos e da Europa. Em 1973, na cidade de Birmingham, na Inglaterra, e, em 1975, na cidade de Gaithersburg, Estados Unidos, foram realizadas revisões sobre NR, visando acompanhar a evolução e o progresso da técnica no mundo. Em 1976, um compêndio sobre os princípios da NR foi publicado por Tyufyakov e Shtan. Em 1977, a edição de junho da Atomic Energy Review versou sobre NR [DOMANUS, 1992]. Em 1979, outro grande passo foi dado, tendo sido criado um grupo de trabalho sobre Neutronografia, coordenado pela Comissão da Comunidade Européia. O primeiro encontro

foi em Riso, Dinamarca, onde os pesquisadores decidiram que os encontros anuais subsequentes seriam realizados nos Centros de Pesquisas da Comunidade Européia.

Em 1981, o grupo publicou um manual de Radiografias com Nêutrons e, em 1984, um Atlas sobre a detecção de defeitos em elemento combustível nuclear. O livro Fundamentos Matemáticos e Físicos da NR foi publicado por Harms e Wyman, em 1986. Em 1987 e 1992, respectivamente, Domanus publicou dois livros, sendo o primeiro sobre sistemas colimadores para NR com nêutrons térmicos e o segundo, a respeito dos fundamentos da NR [DOMANUS, 1992]. Pesquisadores da Europa, Estados Unidos e Canadá resolveram se unir para realizar, em 1981, a Primeira Conferência Mundial sobre Radiografia de Nêutrons (First World Conference on Neutron Radiography), organizada em San Diego, EUA, onde cerca de 124 trabalhos foram apresentados. Em 1986, Paris sediou a Segunda Conferência Mundial e, o Japão, na cidade de Osaka, a terceira, em 1989, que contou com aproximadamente 200 especialistas vindos de mais de 20 países, onde 107 trabalhos foram apresentados.

Em 1990, um encontro voltado especialmente para Neutronografia foi realizado em Pembroke, Ontário, Canadá, onde 28 trabalhos, vários painéis e duas mesas redondas foram apresentados.

Existem muitas publicações sobre NR, mas uma, em forma de boletim especial de radiografia com nêutrons (Neutron Radiography Newsletter-NRN), de autoria do Dr. J.P.Barton, merece destaque, pois deu origem ao atual boletim internacional de radiografia com nêutrons (Internacional Neutron Radiography Newsletter- INRNL). Tendo o pesquisador J.C.Domanus como editor, essas publicações incluem reportagens, tais como: as atividades dos inúmeros Centros de Pesquisa que realizam ensaios neutronográficos no mundo; informações a respeito das atividades do grupo mundial de radiografia com nêutrons (Neutron Radiography World Group- NRWG); e contribuições sobre tópicos especiais de aplicação da Neutronografia.

Em 1992, foi realizada a quarta conferência mundial sobre NR ocorrida nos EUA, e, em 1996, a quinta, na Alemanha. Nessas conferências, foram apresentados em torno de 20 trabalhos em diferentes áreas, versando sobre diversos tópicos: reatores e instalações nucleares; fontes de nêutrons de pequeno porte; detectores de nêutrons; métodos com filmes fotográficos; métodos usando detectores sólidos de traços nucleares - SSNTD;

métodos usando sensores eletrônicos; processamento de imagens; aplicações de NR em tempo real; aplicações nucleares; aplicações industriais; aplicações em biologia e ciências médicas; aplicações aeroespaciais; aplicações gerais; tomografia; padrões e medições dimensionais.

A sétima edição da conferência mundial sobre NR, 7th World Conference on Neutron Radiography, foi realizada em Roma, em 2002. Nessa conferência, foram apresentados, além de trabalhos tradicionais de NR, trabalhos referentes a outras técnicas de Ensaios Não-Destrutivos envolvendo nêutrons.

No Programa de Engenharia Nuclear da COPPE/UFRJ, a técnica de NR com nêutrons térmicos foi introduzida, na década de 1970, pelo Professor John D. Rogers, orientando três teses: em 1979, Neutronografia com Nêutrons Térmicos, de autoria de Santos, E. Neutronografia Aplicada ao Dimensionamento de Objetos Cilíndricos de Pinheiro, R.; em 1980, Resolução de Neutronografia com Nêutrons Térmicos, por Pessoa, R.. Outros trabalhos marcaram o progresso da área, no PEN/COPPE/UFRJ, tal como: Crispim V. R., e Lopes R. T., 1985, Estudo da Função de Borda Difusa para um Sistema Neutronográfico apresentado 2ª Conferência Mundial sobre NR.

Várias teses versando sobre a técnica foram defendidas no PEN/COPPE/UFRJ, sob a orientação da Professora Verginia Reis Crispim: Souza, em 1991, Estudo de um sistema neutronográfico transportável; Crispim, V. R.. Em 1993, Desenvolvimento de Ensaios Não-Destrutivos com Neutronografia, sua tese de doutorado no PEN/COPPE/UFRJ; Em 1998, Oliveira, A. E. R. P. defendeu o projeto final de curso em Engenharia Mecânica, opção Nuclear, intitulado Projeto e Construção de um Colimador Modular para NR. Em 1999, Hacidume L.R., defendeu sua dissertação de mestrado intitulada Detecção de Explosivos Plásticos por NR Térmica. Ainda em 1999, Wacha, R., apresentou sua dissertação, sob o título de Detecção de Microorganismos em Meios de Cultura pela Técnica de NR. No mesmo ano, Silva, A.L. defendeu sua tese de doutorado sob o título de, Uso de um Feixe de Nêutrons Térmicos para Detecção de Narcóticos e Explosivos por Tomografia.

Em 2001, Nunes W.V. apresentou sua pesquisa de mestrado sobre Uso da Inteligência Artificial para a Identificação de Explosivos Plásticos em Ensaios Não-Destrutivos com Nêutrons Térmicos. Também em 2001, Lopes, J. D. R. defendeu sua tese

de doutorado versando sobre a Caracterização Morfológica e Análise Quantitativa de Bactérias IN VITRO por Técnicas Nucleares de Medidas.

Em 2003, Ferreira, F. obteve o grau de M.Sc. ao desenvolver o tema, Sistema Eletrônico para Aquisição de Imagens Neutronográficas. Em 2004, Wacha, R. defendeu sua tese de doutorado versando sobre Detecção de Partículas Virais pela Técnica de NR.

Em 2005, Jesus, S. P. defendeu sua tese de doutorado intitulada Análise Neutronográfica de Sistemas Solo – Planta. Em 2005, defendendo dissertação de Mestrado Lima, C. T. S., versou sobre Tela Conversora Nacional de Gadolínio para Neutronografia. No ano seguinte, foi a vez de Nunes, W.V. defender sua tese de doutorado sobre a Detecção de minas terrestres por radiação penetrante e Oliveira, K. A. M. defender sua dissertação de mestrado intitulada, Estudo do Espalhamento em Imagens Neutronográficas Bidimensionais.

Em 2008, Ferreira, F. J. O. doutorou-se defendendo a tese, Detecção de Explosivos Plásticos e Narcóticos Aplicando Neutronografia em Tempo Real, Aliada à Tomografia Computadorizada por Transmissão.

### I.2.3 – Neutronografia com nêutrons rápidos

Os nêutrons com energias intermediárias e rápidas foram usados em Neutronografias cujas pesquisas foram publicadas por Berger em 1970: o uso do método de registro de traços nucleares (track-etch) com filmes de nitrato de celulose para obter imagens de Fast Neutron Radiography (FNR) [DUHMKE, 1983]; medidas de nêutrons rápidos baseadas no método de feixe único [PFISTER et all, 1992].

Alguns trabalhos sobre Radiografia com Nêutrons Rápidos (FNR) que mereceram destaque foram:

*Um estudo do sistema de imageamento de em tempo real para radiografia com nêutrons rápidos* de Yoshii. K. et all. Foi um dos primeiros trabalhos relacionados ao tema pesquisado pelo grupo do Reator YAYOI da Universidade de Tóquio, tendo sido publicado na quarta conferência mundial de NR, em San Francisco, Califórnia, USA, em 1992. O

trabalho teve grande importância por ser inovador e favorecer o desenvolvimento de pesquisas empregando a técnica.

*Um estudo do desenvolvimento de um conversor de nêutrons rápidos para um sistema de NR em tempo real*, publicado por Yoshii K. e Miya K., em 1993, no periódico Nuclear Instruments e Methods in Physics Research. Em seus experimentos, usando como fonte de nêutrons rápidos o Reator YAYOI da Universidade de Tóquio, obtiveram imagens em tempo real (FNR-TV). Para tal, foi essencial e determinante o desenvolvimento de um conversor luminescente de alta sensibilidade para obtenção de imagens de melhor qualidade. Nesse trabalho foram discutidas as principais características do conversor que permitiu a aquisição de imagens com melhor resolução [YOSHII & MIYA, 1993].

Na publicação: *Alguns Experimentos em Radiografia de Nêutrons Rápidos* de Harold Berger, publicado em 1994, aceleradores que geram nêutrons de 3 a 14 Mev foram investigados como fonte para FNR. O método direto foi empregado, usando um filme de argênio e um conversor cintilador ativando uma folha de cobre com nêutrons de 14 Mev; em uma segunda instância, usou um detector de traços nucleares. O melhor contraste na FNR foi alcançado com filme radiográfico e o conversor cintilador. A FNR apresentou melhores resultados que a Gamagrafia e Radiografia com raio-x, principalmente, quando os objetos a serem inspecionados são constituídos de material plástico oculto por aço ou chumbo. O emprego de SSNTD ainda possibilita a inspeção de objetos radioativos.

Também em 1994, Tsahi Gozani publicou o artigo: *Novas aplicações para a Radiografia com Nêutrons Rápidos*, onde discorreu sobre um método de inspeção de contrabando, constituído de carbono, oxigênio e hidrogênio. Mostrou que inspeções desse tipo são mais eficazes, usando nêutrons rápidos, enquanto que, a maioria dos elementos, podem ser detectados pelo processo com nêutrons térmicos. Alguns elementos, tal como o carbono, são melhor detectados usando nêutrons rápidos. A FNR vem sendo utilizada, principalmente, na inspeção de itens pequenos, como bagagens. O processo de decisão envolve uma imagem rudimentar obtida pela FNR e para obter a concentração localizada de vários elementos outras técnicas podem ser complementares.

Em 1996, no trabalho: *Caracterização do campo de radiografia de nêutrons rápidos do reator YAYOI*, Koji Yoshii e Hisao Kobayashi desenvolveram e aplicaram três tipos de técnicas de imageamento para FNR. Na primeira, usaram o detector sólido de traços

nucleares CR-39. A imagem registrada na lâmina de CR-39 tinha baixa densidade óptica e requereu em torno de 24 horas para sua aquisição. Para obterem uma imagem com melhor resolução e maior contraste, um conversor fino luminescente acoplado a um filme radiográfico foi usado, reduzindo o tempo de imageamento. Um sistema de televisão (FNR-TV) foi proposto, no qual usaram processo similar ao do sistema de Neutronografia com Nêutrons térmicos (NR-TV), porém, o conversor cintilador utilizado foi uma mistura de resina de polipropileno e sulfato de zinco dopado com sais de prata ZnS(Ag).

Ainda em 1996 foi publicado por Koji Yoshii e Hisao Kobayashi no periódico internacional Nuclear Instruments e Methods in Physics Research, o artigo: *Correção das componentes espalhadas das imagens radiográficas com nêutrons rápidos*. Trataram do efeito de distorção de contraste que era observado nas FNR e da intensidade de espalhamento dos nêutrons rápidos no centro do objeto. Uma amostra cilíndrica de ferro foi analisada e; pelos resultados teóricos e experimentais concluíram que a intensidade de nêutrons espalhados reduzia, ao variarem a distância “d” entre o corpo de prova e o plano de imagem.

Em 1998, Koji Yoshii e Kenso Miya publicaram o artigo: *Neutronografia com nêutrons rápidos no reator YAYOI*, onde apresentaram algumas contribuições e otimizações para o sistema desenvolvido por Koji Yoshii e Hisao Kobayashi, em 1996. Parâmetros como resolução, densidade óptica e tempo de aquisição das imagens foram melhorados.

Em 2003, Matsubayashi M. et al publicaram o artigo *Desenvolvimento de um conversor para Radiografia com nêutrons rápidos*, neste trabalho os autores criaram um conversor luminescente para FNR-TV feito com um cintilador e resina de hidrogênio enriquecido, a taxa da razão entre nêutrons rápidos e os fótons de luz emitidos são atenuados pela espessura do conversor que ofusca a emissão de luz, outro conversor fluorescente feito com base de polipropileno foi usado e comparado gerando dados muito semelhantes ao primeiro.

Em 2004, Masahito Matsubayashi et al, publicaram o trabalho intitulado, *Um método de medição quantitativa da radiografia com nêutrons rápidos*, neste trabalho o grupo de pesquisa analisa as amostras de cobre e água, usando o método de simulação Monte Carlo para calcular as seções de choque macroscópicas em radiografias usando nêutrons térmicos e rápidos, e conclui que as radiografias usando nêutrons rápidos apresentam melhores resultados quando a amostra é mais espessa.

Em 2005, no Simpósio Internacional sobre Pesquisa em Reatores e Ciência dos Nêutrons, o trabalho *Projeto preliminar para detectores de nêutrons rápidos, usando câmera CCD para radiografia com nêutrons* foi publicado por Jin-Hyung Bai, Myung-Won Shin e Joo-Ho Whang, neste artigo um estudo preliminar foi realizado para otimizar o sistema de radiografia de nêutrons rápidos FNR, a análise foi conduzida sobre a performance e características de cada componente: espelho e lente cintilador e câmera CCD, foi estimado que a eficiência do cintilador pode ser um fator importante para determinar a qualidade da imagem.

A técnica de FNR tem atualmente alcançado significativa importância nos END e mostra ser uma área de pesquisa que cresce com o passar do tempo.



## CAPÍTULO II

### FUNDAMENTOS TEÓRICOS

#### II.1 – Ensaaios Não-Destrutivos

Existem diferentes maneiras de se avaliar, medir, qualificar e quantificar o conteúdo de uma amostra, em relação à: sua homogeneidade, pureza, componentes químicos e físicos, forma e tamanho. No entanto, quando não se pode destruir e nem tocar uma amostra, as opções de inspeções tornam-se restritas e, nessas situações, os Ensaaios Não Destrutivos – END, *Nondestructive Inspection* – NDI ou *Nondestructive Testing* – NDT tornam-se imprescindíveis, pois verificam a existência ou não de descontinuidades e de defeitos, através de princípios físicos definidos, sem alterar suas características físicas, químicas, mecânicas e dimensionais, que não interferem em seu uso posterior [ANDREUCCI, 2003].

Os Ensaaios Não-Destrutivos constituem uma das ferramentas indispensáveis para o controle de qualidade dos produtos produzidos pela indústria moderna [ANDREUCCI, 2003], contribuindo para garantir a qualidade, reduzir os custos e aumentar a confiabilidade da inspeção. São aplicados na inspeção de matéria-prima, utilizados na fabricação e no controle de processos de fabricação, em montagens, manutenção, sendo largamente aplicados em inspeções de soldas, fundidos, forjados, laminados, plásticos, concretos, nos setores: petróleo/petroquímico, nuclear, aeroespacial, siderúrgico, ferroviário, naval, eletromecânico e automotivo [ANDREUCCI, 2003].

Dentre os ensaios empregados de END ressaltam-se: visual, líquido penetrante, partículas magnéticas, ultra-som, correntes parasitas, análise de vibrações, termografia, emissão acústica, estanqueidade, análise de deformações e radiografias com raios-x, raios- $\gamma$  e nêutrons.

Os Ensaaios Não-Destrutivos que empregam radiações são radiografias usando raios-x, raios- $\gamma$ , e nêutrons possibilitando diversas aplicações nas áreas de petróleo e petroquímicas, nuclear, alimentícia, farmacêutica, inspeção de soldas e fundidos e ainda no setor bélico, na inspeção de explosivos, armamentos e mísseis [DE MENEZES, 2000].

## II. 2 – Radiografia

A Radiografia se baseia na absorção diferenciada da radiação ao penetrar o corpo de prova. Devido as diferentes densidades físicas e variações de espessura do material em regiões do corpo de prova, diferentes quantidades de radiação serão absorvidas ao penetrá-lo, conforme mostra a figura I.1.

A radiografia é um método capaz de detectar com boa sensibilidade defeitos volumétricos. Isto significa que a capacidade de se detectar defeitos em pequenas espessuras, em planos perpendiculares ao feixe de radiação, como nas trincas, dependerá da técnica de ensaio utilizada [ANDREUCCI, 2003]. Defeitos volumétricos, como vazios ou inclusões (ou outras heterogeneidades), que apresentam uma espessura variável em todas as direções, poderão ser detectados, desde que não sejam muito pequenos, em relação à espessura da peça.

A inspeção radiográfica, sendo baseada na absorção da radiação, que resulta em diferentes intensidades do feixe, após atravessar a espessura do corpo de prova, está vinculado à lei de atenuação exponencial [DOMANUS, 1992] expressa pela equação II.1 e representada na figura II.1.

$$J=J_0e^{-\mu x} \quad (II.1)$$

onde,  $J$  é a intensidade de corrente de radiação após atravessar o corpo de prova;  $J_0$  é a intensidade de corrente incidente sobre ele;  $\mu$  é o coeficiente de atenuação do material que o compõe e  $x$  é sua espessura.

As radiografias baseiam-se num mesmo princípio, diferindo entre si, apenas pelo tipo de radiação penetrante, tais como: a) raios-x (Radiografia convencional); b) raios gama (Gamagrafia); c) nêutrons (Neutronografia); d) partículas  $\alpha$  (Alfagrafia). Cada uma delas apresenta vantagens e desvantagens entre si, em função da interação da radiação com o material que compõe o corpo de prova.

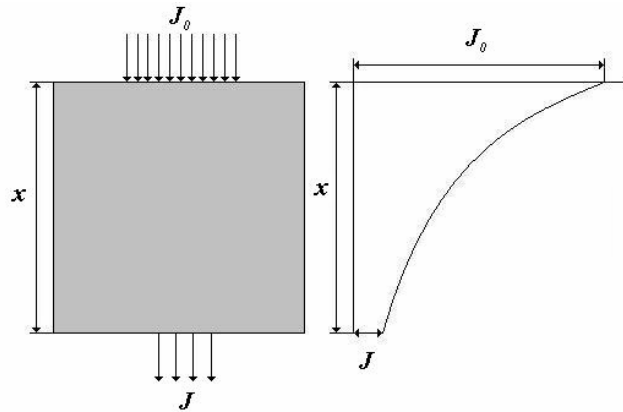


Figura II.1 – Atenuação da radiação pelo material que compõe o corpo de prova.

### II. 3 – Neutronografia (NR)

A Neutronografia aumentou consideravelmente o campo de aplicação das radiografias [SANTOS, 1977]. Os nêutrons, por não interagirem com a eletrosfera dos átomos, pois são desprovidos de carga elétrica, o farão com o núcleo atômico, o que os diferencia em comportamento dos raios-x e raios- $\gamma$ . É esperado então que as radiografias realizadas com esses diferentes tipos de radiação possibilitem diferentes tipos de inspeção. A figura II.2 mostra os coeficientes de atenuação de massa para nêutrons térmicos e raios-x de diversas energias, em função do número atômico dos elementos, evidenciando o comportamento randômico da interação dos nêutrons com a matéria [DOMANUS, 1992].

A NR pode fornecer melhores resultados que a radiografia-X e radiografia- $\gamma$  em alguns ensaios, dentre os quais:

- Inspeção de elementos e placas combustíveis;
- Diferenciação de materiais com números atômicos próximos;
- Determinação da distribuição do combustível nuclear;
- Identificação de materiais leves ocultos por materiais pesados;
- Verificação de juntas em peças irradiadas.

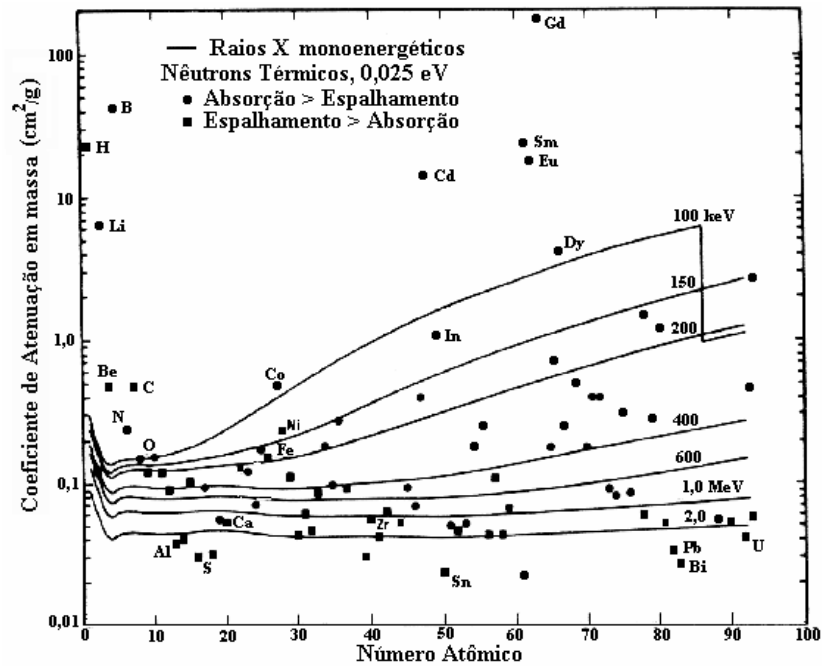


Figura II. 2 – Coeficiente mássico de atenuação em função do número atômico dos elementos, para nêutrons de 25 meV e raios-X de diversas energias.

Para se compreender melhor a técnica neutronográfica, é importante descrever a origem dos nêutrons, e suas características físicas. A primeira evidência da existência do nêutron foi sugerida por Rutheford [EISBERG, 1961], sendo uma partícula que teria aproximadamente a mesma massa, caráter igual em simetria e número quântico de spin ao do próton, mas carga zero. Essa sugestão se deu para solucionar o problema de hipóteses anteriores onde existiam diferenças entre o peso atômico e a massa teórica total dos componentes atômicos dos elementos químicos. Alguns anos mais tarde, em 1932, em um experimento realizado pelo físico James Chadwick, partículas alfa foram usadas como projéteis sobre um alvo de berílio. Em decorrência pode-se perceber a emissão de partículas que não possuíam carga, mas que ao interagirem com outros materiais (em sua experiência a parafina) conseguiam arrancar prótons; a este tipo de partícula deu-se o nome de nêutron [ZAMBONI, 2007], gerado na reação nuclear descrita pela equação:



O nêutron  ${}^1_0n$  tem carga nula, com spin  $(S) = 1/2$ , massa = 1,008664904 u.m.a, momento magnético =  $-1,913\mu N$  (onde  $\mu N$  é magnetum nuclear), tendo meia-vida de 10,235(23) minutos [EISBERG, 1961] que se desintegra num próton, um elétron e um anti-neutrino, segundo a equação II.3:



Devido à carga elétrica desprezível, a interação do nêutron com os campos elétricos atômicos é praticamente nula; assim sendo, a interação do nêutron com a matéria se dá essencialmente através de interação direta com os núcleos, quando pode ocorrer sua absorção ou seu espalhamento. A grandeza chamada seção de choque microscópica ( $\sigma$ ) quantifica a probabilidade de ocorrer determinado evento. Sendo  $n(x)$  a intensidade do feixe de nêutrons, após atravessar uma espessura,  $s$ , de um material, e  $N$  o número de átomos por centímetro cúbico do alvo [ZAMBONI, 2007], então:

$$dn = -N \sigma dx \quad (\text{II.4})$$

onde, se percebe que  $\sigma$  tem dimensões de área, sendo uma medida da probabilidade de interação dos nêutrons incidentes com os núcleos contidos na área atravessada. A unidade de  $\sigma$  é o barn, onde 1 barn corresponde a  $10^{-24} \text{ cm}^2$  (ordem de grandeza da área transversal de um núcleo pesado).

A interação do tipo espalhamento pode ocorrer por dois processos:

- Elástico (n,n), quando o núcleo alvo permanece inalterado, tanto em sua composição isotópica, quanto em relação ao seu estado energético interno; a probabilidade de que este evento ocorra é, então, dada pela seção de choque microscópica de espalhamento elástico,  $\sigma_e$  ;
- Inelástico (n,n'), quando o núcleo alvo permanece inalterado em sua composição, mas é excitado energeticamente. Nesse caso, a probabilidade de que esse processo ocorra é dada pela seção de choque microscópica,  $\sigma_{in}$  .

A probabilidade de ocorrência de cada evento citado é função da energia do nêutron incidente e a soma das probabilidades de espalhamento elástico e inelástico resulta na probabilidade total de espalhamento [KAPLAN, 1978], representada por  $\sigma_s$ , como mostra a equação II.5.

$$\sigma_s = \sigma_e + \sigma_{in} \quad (\text{II.5})$$

Os nêutrons incidentes podem também ser capturados pelo núcleo alvo, causando reações nucleares diversas, que dão origem a outras radiações, em função da energia inicial deles e da energia de ligação dos nucleons do núcleo alvo. Trata-se da captura radiativa, que pode ocorrer das seguintes formas:

- Captura radiativa  $(n, \gamma)$ ,  $(n, \alpha)$  e  $(n, p)$ , se o nêutron for absorvido pelo núcleo alvo e, como consequência, emitir radiação eletromagnética. A probabilidade de ocorrência desse evento é dada pela seção de choque microscópica,  $\sigma_{n, \gamma}$ . Do mesmo modo, o nêutron pode ser absorvido pelo núcleo e ocorrer a emissão de um próton ou de uma partícula  $\alpha$  (espalhamento de radiação com carga). As seções de choque correspondentes aos eventos serão representadas, respectivamente por  $\sigma_{n, p}$  e  $\sigma_{n, \alpha}$ .

- Captura radiativa  $(n, 2n)$  e  $(n, 3n)$ , o espalhamento de nêutrons múltiplos ocorre quando dois ou mais nêutrons são emitidos após um nêutron com alta energia interagir com um núcleo, sendo suas seções de choque representadas por,  $\sigma_{n, 2n}$ ,  $\sigma_{n, 3n}$ ,  $\sigma_{n, \dots}$ , conforme o evento ocorrido.

- Fissão nuclear, descoberta, em 1939, por Otto Hahn e Fritz Strassman, ocorre quando um nêutron é absorvido por um núcleo pesado, ocasionando sua partição, na maioria das ocorrências em dois fragmentos de fissão, além de dois a três nêutrons, raios- $\gamma$ , raios- $\beta$ , neutrinos, que transportam altas energias, formando a base da geração de energia em reatores nucleares. Neste caso, a seção de choque microscópica é representada por  $\sigma_f$ .

Como no caso da probabilidade de espalhamento, a probabilidade de absorção  $\sigma_a$ , é a soma de todos os tipos de reações que envolvam absorção de nêutrons [DUDERSTADT e HAMILTON, 1976], dada pela equação II.6.

$$\sigma_a = \sigma_{n,\gamma} + \sigma_{n,p} + \sigma_{n,\alpha} + \sigma_{n,2n} + \sigma_{n,3n} + \sigma_f \quad (\text{II.6})$$

A seção de choque microscópica total  $\sigma_t$  representa a probabilidade de um nêutron interagir com um núcleo atômico, sendo, portanto, a soma das probabilidades de ocorrer absorção,  $\sigma_a$ , e espalhamento,  $\sigma_s$ , como mostra a equação II.7.

$$\sigma_t = \sigma_a + \sigma_s \quad (\text{II.7})$$

Nêutrons podem ter energias variadas podendo-se classificá-los, em relação a faixa de energia a que pertencem, de acordo com a tabela II.1 [DUDERSTADT e HAMILTON, 1976].

A grandeza chamada de seção de choque macroscópica total,  $\Sigma_t$ , é definida como o produto entre a seção de choque microscópica total do isótopo, para uma determinada energia do nêutron incidente, e a densidade de núcleos do isótopo, podendo ser expressa pela equação II.8.

$$\Sigma_t [\text{cm}^{-1}] = N[\text{núcleos/cm}^3] \cdot \sigma_t [\text{cm}^2] \quad (\text{II.8})$$

Tabela II. 1 – Classificação dos nêutrons de acordo com sua energia.

| <b>Classe</b>            | <b>Faixa de energia</b>  |
|--------------------------|--------------------------|
| Nêutrons lentos          | 0 (eV) < E < 1,0 (keV)   |
| -Nêutrons frios          | E < 0,01 (eV)            |
| -Nêutrons térmicos       | 0,01 < E < 0,5 (eV)      |
| -Nêutrons epitérmicos    | 0,5 < E < 1,0 (eV)       |
| -Nêutrons de ressonância | 1,0 (eV) < E < 1,0 (keV) |
| Nêutrons rápidos         | 1,0 (keV) < E < 20 (MeV) |
| Nêutrons ultra-rápidos   | E > 20 MeV               |

A atenuação dos nêutrons pela matéria pode ser representada por uma função exponencial, onde a intensidade de nêutrons emitidos por uma fonte  $I_0$  decai para  $I$ , ao atravessar o material de espessura  $x$ , levando em consideração o produto entre a seção de choque macroscópica,  $\Sigma_t$  e a espessura  $x$ , de acordo com a equação II.9.

$$I/I_0 = e^{-\Sigma_t x} \quad (\text{II.9})$$

onde,  $I$  e  $I_0$  são as intensidades final e inicial do feixe neutrônico, respectivamente.

As propriedades peculiares da interação de nêutrons com a matéria encontram-se ilustrados na figura II.2, representadas pelos coeficientes de atenuação de massa, em função do número atômico do núcleo alvo. Nota-se que a seção de choque total para nêutrons térmicos é alta para os elementos: hidrogênio, lítio, boro, gadolínio e cádmio. Dessa forma, é esperado que materiais compostos de hidrogênio também apresentem altas seções de choque para nêutrons térmicos, tais como: o acrílico, a parafina, o lucite, o polietileno e a borracha.

Os nêutrons compreendidos na faixa rápida têm energia suficiente para interagir com a grande maioria dos núcleos através de reações de captura e espalhamento. A divisão entre nêutrons epitérmicos e os rápidos não é muito bem definida, mas faixa rápida é geralmente assumida como algo entre 1 e 2000 keV.

#### II. 4 – Neutronografia com nêutrons rápidos

A Neutronografia com Nêutrons Rápidos, conhecida internacionalmente como *Fast Neutron Radiography* – FNR é a técnica que utiliza nêutrons epitérmicos e rápidos, conforme a tabela II.1, na faixa de energia entre 0,5 eV à 20 MeV. O emprego da técnica prevê avanços na inspeção de materiais, pois a potencialidade de penetração dos nêutrons com essas energias em alguns deles é indiscutível [BAI et al, 2005], o que permite que amostras mais espessas sejam inspecionadas, já que nêutrons mais energéticos percorrerão maior percurso até serem totalmente atenuados.

A detecção de nêutrons rápidos não é uma tarefa simples de ser realizada e, conseqüentemente, a obtenção de neutronografias. As imagens neutronográficas com nêutrons rápidos são de qualidade inferior às geradas por neutronografia térmica. Uma das principais



dificuldades é se converter nêutrons rápidos em radiação capaz de sensibilizar um filme radiográfico ou uma câmera CCD, sigla de *Charge-Coupled Device*, num sistema de imageamento em tempo real. Entretanto, um processo que está sendo muito empregado e que vem ampliando a gama de aplicações da FNR utiliza detectores sólidos de traços nucleares [BAI et al, 2005].

Na técnica de imageamento com o detector de traços nucleares de estado sólido, ou em inglês, *Solid State Nuclear Track Detectors- SSNTD*, tem sido bem aceito, um tipo de detector plástico bem conhecido é feito de um material conhecido como *Columbia Resin number 39*, CR-39. O processo de detecção se baseia na interação dos nêutrons com o detector plástico rico em átomos de hidrogênio, que colidem com prótons, que, por sua vez, ao se deslocarem, provocam traços latentes. Após o CR-39 ser submetido ao processo de revelação, os traços nucleares são visualizados sob forma de danos (marcas) pontuais. A distribuição espacial desses traços formará uma imagem bidimensional, que poderão ser processadas (melhoradas), usando-se programas computacionais específicos, como o código de tratamento e processamento de imagem *Image-Pró Plus*.

## II.5 – Sistema Neutronográfico

A realização de uma FNR exige o acoplamento de vários dispositivos, com funções distintas: fonte neutrônica, blindagem, colimação, filtros e sistema de imageamento. A qualidade da imagem radiográfica depende do desempenho de cada um deles individualmente [BAI et al, 2005], que será melhor descrito a seguir.

### II. 5.1 – Fontes de Nêutrons

As três fontes de nêutrons mais utilizadas são: os reatores nucleares, os aceleradores de partículas e as radioisotópicas, sendo a intensidade de fluxo neutrônico um parâmetro essencial para sua seleção, em termos do tempo de exposição neutronográfica.

Os reatores nucleares fornecem um alto fluxo neutrônico, em torno de  $10^5$  a  $10^{15}$  n.cm<sup>-2</sup>.s<sup>-1</sup>, que proporciona uma boa relação entre o tempo de exposição e a qualidade neutronográfica [DA SILVA, 1999].

Os aceleradores de partículas geram nêutrons, através de reações nucleares entre uma radiação incidente e um núcleo-alvo. Geralmente, no processo uma partícula acelerada (próton, deutério, alfa) interage com um núcleo alvo leve (deutério, trítio, berílio ou lítio), resultando um núcleo composto, que gera como produto os nêutrons e um núcleo produto. A intensidade do fluxo alcança de  $10^3$  a  $10^{10}$  n.cm<sup>-2</sup>.s<sup>-1</sup>.

As fontes radioisotópicas, apesar de fornecerem fluxos mais baixos, no plano da imagem, possibilitam a portabilidade dos Sistemas Neutronográficos. As fontes radioisotópicas mais utilizadas são: <sup>241</sup>Am-Be; Cm-Be e o <sup>252</sup>Cf.

Na tabela II.2, comparam-se as principais características das fontes de nêutrons utilizadas em NR, na qual se pode comparar suas vantagens e desvantagens [PESSÔA, 1980], em termos do tempo de exposição neutronográfica exigido, resolução neutronográfica, portabilidade e fluxo.

Tabela II.2 Comparação entre tipos de fontes de nêutrons.

| <b>Tipo de Fonte</b>      | <b>Fluxo n/cm<sup>2</sup>.s</b>    | <b>Resolução Radiográfica</b> | <b>Tempo de exposição</b> | <b>Características</b>                         |
|---------------------------|------------------------------------|-------------------------------|---------------------------|--|
| <b>Radioisotópicas</b>    | 10 <sup>1</sup> a 10 <sup>6</sup>  | Pobres                        | > 4h                      | Operação constante, custo médio, uso portátil. |
| <b>Aceleradores</b>       | 10 <sup>3</sup> à 10 <sup>10</sup> | Razoável                      | ≈ 3h                      | Operação pulsada, custo médio, transportável.  |
| <b>Unidade subcrítica</b> | 10 <sup>4</sup> à 10 <sup>12</sup> | Boa                           | ≈ 2h                      | Operação constante, custo alto, não portátil.  |
| <b>Reator nuclear</b>     | 10 <sup>5</sup> à 10 <sup>15</sup> | Excelente                     | < 1h                      | Operação constante, custo alto, não portátil.  |

As fontes radioisotópicas vêm sendo largamente empregadas em sistemas neutronográficos [FISCHER et all, 1997]. A fonte de <sup>241</sup>Am-Be pode ser empregada devido a sua portabilidade, longa meia-vida (432 anos), produção de nêutrons com energia média de 5,4 MeV e médio custo, embora proporcionem imagens com baixa resolução. Tem sido destinada a aplicações em diversas áreas do conhecimento humano, como, por exemplo, na

indústria [LIM et all, 2001, AKAHO et all, 2001], análises científicas [KAMBOJ e SHAHANI, 1986], calibração de fontes e detectores de radiação [CROFT,1989].

O Amerício-241 é um emissor de partículas alfa, com energias em torno de 5,4 MeV, conforme o esquema de decaimento mostrado na figura II.3.

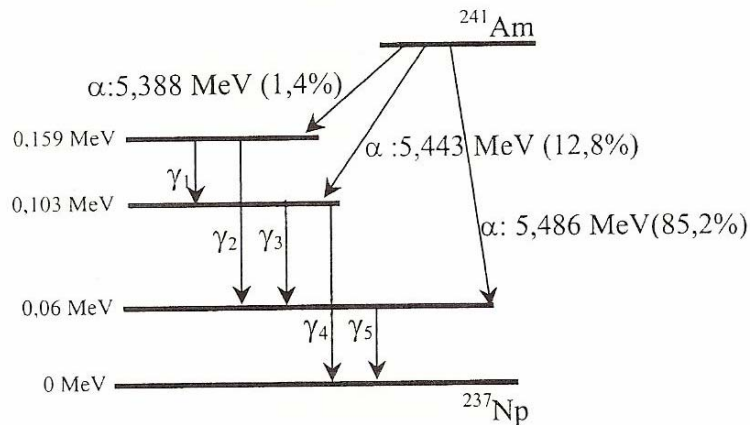


Figura II.3 – Esquema de decaimento do  $^{241}\text{Am}$ . [GRIFFITH et all, 1990].

A reação para produção de nêutrons na fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  é mostrada na equação II.10 [FILHO, 1999].



O espectro característico de emissão de nêutrons pela fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  é mostrado na figura II.4.a [HOSTE, 1988; GRIFFITH et all, 1990], sendo o espectro de raios gama, gerados pela emissão espontânea do Amerício no decaimento  $\alpha$ , esquema da Figura II.3, é mostrado na figura II.4.b [AMERSHAN, 1976]. Dependendo da técnica de imageamento, o espectro de radiação  $\gamma$  pode deteriorar a qualidade de uma Neutronografia, formando imagens superpostas (imagens parasitas) [RAMOS, 2004].

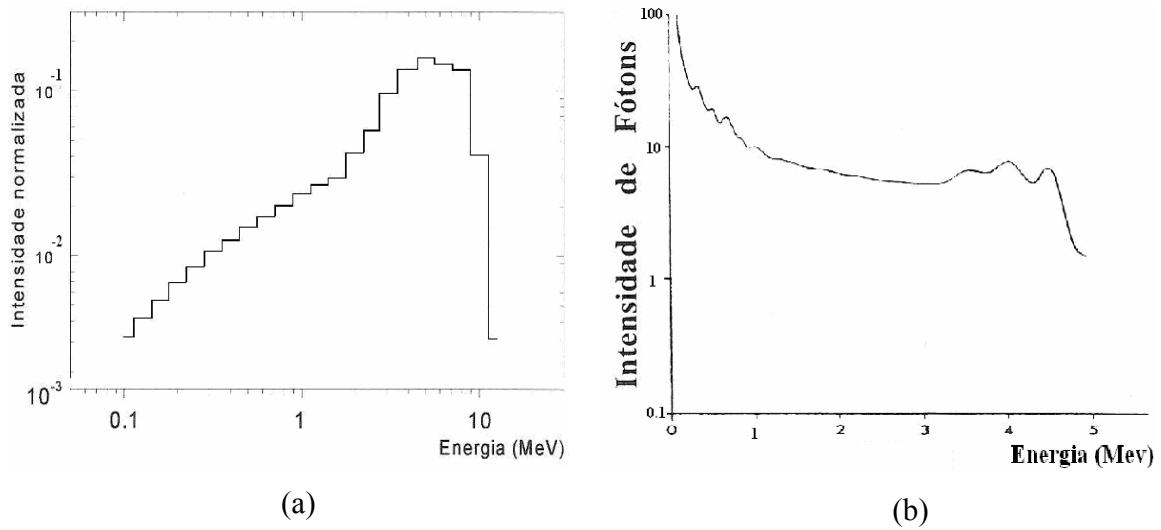


Figura II.4.a) – Espectro característico de emissão de nêutrons por uma fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  [GRIFFITH et al., 1990]. b) – Distribuição espectral da radiação gama provinda de uma fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  [AMERSHAM, 1976].

## II.5.2 – Moderação

Nos casos em que a faixa de energia dos nêutrons está acima da faixa de energia desejada convém realizar uma moderação do feixe neutrônico. Sabe-se que, em cada processo de espalhamento, parte da energia do nêutron é transferida para o núcleo, sendo a energia dele moderada [DUDERSTADT e HAMILTON, 1976]. Em geral, materiais hidrogenados funcionam como bons moderadores de nêutrons: parafina, polietileno, água, entre outros.

No processo de blindagem dos nêutrons na faixa rápida de energia, a moderação tem fundamental importância, pois a primeira etapa de blindagem é a termalização do feixe neutrônico após este procedimento é que os nêutrons serão capturados por um material com esta finalidade.

### II.5.3 – Colimação

Um colimador é um canal de irradiação que se constrói entre a fonte e a amostra a ser radiografada, de forma a se extrair um feixe de nêutrons com intensidade de fluxo no plano de imagem, suficiente para se obter uma neutronografia de qualidade, com maior contraste, nitidez e resolução espacial.

As primeiras NR foram feitas com colimadores paralelos, cuja geometria é cilíndrica, onde a área de inspeção  $\pi r^2$ , sendo  $r$  o raio do canal. Entretanto, os colimadores divergentes foram projetados e construídos para se dispor de uma maior área de inspeção, que podem ter as formas de tronco de cone ou piramidal [DOMANUS, 1992].

A escolha do material de revestimento interno de um colimador deve levar em consideração a maximização do fluxo de nêutrons no plano de imagem. Materiais espalhadores moderam a energia dos nêutrons, quando interagem, porém, não reduzem a intensidade do fluxo neutrônico. Já os materiais absorvedores podem servir para retirar os nêutrons espalhados para além da área de inspeção, ao se revestir as bordas mais externas do colimador com um material absorvedor, aqueles nêutrons provindos de direções espúrias serão filtrados, resultando no alinhamento do feixe. Isso melhora a resolução espacial neutronográfica e evita imagens difusas. É fundamental se conhecer os espectros de energia dos feixes de nêutrons incidente e emergente, além de se minimizar a geração de raios gama que possam mascarar a imagem neutronográfica [DA SILVA, 1999].

As figuras II.5 e II.6, mostram um colimador paralelo e um colimador divergente, respectivamente, onde  $\Phi_0$  é o fluxo de nêutrons na base de entrada do colimador;  $\Phi$ , o fluxo emergente de nêutrons, no plano da imagem;  $D$ , o diâmetro de abertura do colimador junto à fonte;  $D_0$ , diâmetro de abertura junto ao plano de imagem;  $L$ , o comprimento do colimador; e  $\theta$ , o ângulo de divergência do feixe colimado. Do ponto de vista geométrico, o parâmetro que melhor descreve as características do colimador é a razão  $L/D$ . A divergência angular do feixe de nêutrons provocará, como se pode ver na figura II.7, uma indefinição (penumbra) na imagem registrada, a qual é comumente denominada de “resolução geométrica”,  $U_g$ , dada por:

$$U_g = \frac{x}{L/D} \quad (\text{II.11})$$

onde,  $x$  é a distância do objeto ao sistema de imagem (plano do objeto a ser radiografado); logo, deve ser minimizado, colocando-se a amostra junto ao Sistema de imageamento.

A Resolução é um fator determinante para se garantir que as imagens neutrongráficas tenham boa definição e alto contraste.

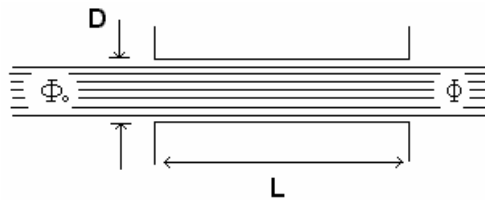


Figura II.5 – Desenho esquemático de um colimador do tipo paralelo.

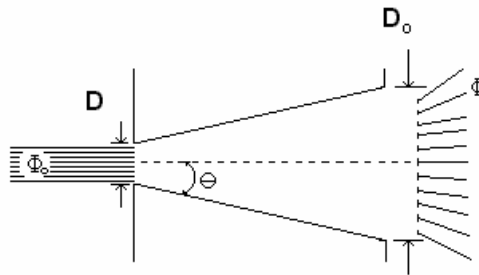


Figura II.6 – Desenho esquemático de um colimador do tipo divergente.

O fluxo emergente, no plano da imagem,  $\Phi$ , pode ser expresso pela equação II.12 [DOMANUS, 1992].

$$\Phi = \Phi_0 \frac{A}{4\pi L^2} \quad (\text{II.12})$$

sendo  $A$  a área da abertura da entrada do colimador.

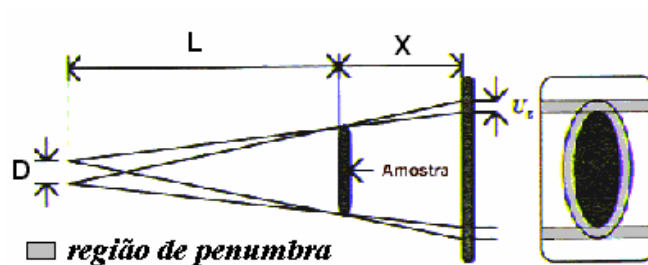


Figura II.7 – Desenho esquemático de uma imagem neutrongráfica de baixa resolução geométrica, representada pela região de penumbra.

No caso da abertura de entrada do colimador ser circular, a equação II.12 pode ser reescrita como,

$$\Phi = \Phi_0 \frac{\pi D^2/4}{4\pi L^2} = \frac{\Phi_0}{16} \left(\frac{D}{L}\right)^2 \quad (\text{II.13})$$

Assim, a razão entre os fluxos na entrada e na saída do colimador é função da razão (L/D) e dada por:

$$\frac{\Phi_0}{\Phi} = 16 \left(\frac{L}{D}\right)^2 \quad (\text{II.14})$$

Pela equação II.14, espera-se a redução acentuada da intensidade do fluxo de nêutrons emergentes da colimação, quando se aumenta o comprimento L do colimador [NUNES, 2001].

#### II.5.4 – Filtros

Um grande problema na obtenção de uma NR é a contribuição da radiação gama inerente ao feixe de nêutrons. A esta contribuição irá se juntar ainda outras, provenientes da radiação gama produzida na reação dos nêutrons com o material de revestimento do colimador e a provinda do espalhamento na amostra (radiação secundária). A emissão de radiação gama representa um problema para NR, pois, muitos sistemas de imageamento, dispendo de filme radiográfico, são sensíveis a ela [DE MENEZES, 2000], formando uma Gamagrafia (radiografia com raios gamas) superposta à NR. Nesse caso, o uso de um filtro que absorva essa radiação espúria se faz necessário.

A razão entre o fluxo de nêutrons e a dose da radiação gama no local de irradiação das amostras deverá se de  $n/\gamma > 10^5 \text{ n.cm}^{-2}.\text{mrem}^{-1}$ . Os materiais apropriados para essa função devem ter baixas seções de choque de absorção para nêutrons e alta seção de choque de absorção para raios gama, o que traduziria na redução da radiação gama do feixe emergente do colimador sem prejudicar substancialmente o espectro de nêutrons, melhorando a qualidade da NR. Dentre os materiais comumente utilizados para este propósito, destacam-se o chumbo e o bismuto que possuem,  $z = 82$  e  $z = 83$ , respectivamente [PEREIRA, 2008].

## II.5.5 - Sistema de Imageamento

As FNR podem ser obtidas por diferentes sistemas de imageamento dotados de tela conversora acoplada intimamente a um filme radiográfico ou detector sólido de traços nucleares (CR-39) ou tela cintiladora, câmera CCD, no caso de uma Neutronografia em Tempo Real (NRTV),

A Neutronografia em Tempo Real (NRTR) usa um Sistema Eletrônico de Imagem (SEI). Com o desenvolvimento e otimização dos conversores cintiladores, técnicas de construção de telas conversoras de alta eficiência e também de câmeras com tecnologia CCD de alta sensibilidade, os pesquisadores, que já dominavam a técnica neutronográfica convencional, começaram a desenvolver sistemas eletrônicos de aquisição de imagens neutronográficas. No imageamento eletrônico, a visualização é feita mediante um sistema de câmera de vídeo e monitor, que podem ser acoplados a sistemas auxiliares, tais como, videocassete e computadores, que permitem o arquivamento e o processamento digital da imagem.

Para se obter uma FNR com filme radiográfico, o processo é mais lento, visto que necessita da revelação do filme radiográfico, porém, fornece imagens com melhor resolução e sensibilidade, se comparada à obtida em tempo real. Dois componentes, acoplados intimamente em um chassi radiográfico, são necessários: um conversor de nêutrons e de um registrador de imagem (filme radiográfico).

O Conversor é necessário porque, o nêutron, por apresentar características específicas de interação com a matéria, pouco sensibiliza o filme radiográfico. É por este motivo que se faz necessário um conversor. Ele irá transformar nêutrons em radiação ionizante capaz de sensibilizar o filme radiográfico. A radiação secundária pode ser uma partícula carregada ou radiação eletromagnética, conforme representação apresentada na figura II.8. No caso do conversor emitir partículas beta, luz visível e raios gama, o registrador de imagens indicado é um filme radiográfico.



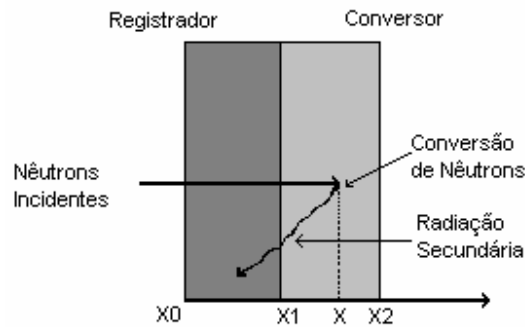


Figura II.8 – Representação esquemática de um sistema detector usado numa NR.

Os bons materiais conversores têm alta seção de choque de absorção para nêutrons e boa eficiência na emissão de radiação secundária. Os materiais conversores podem ser de dois tipos: os potencialmente radioativos e os de pronta emissão [HACIDUME, 1999].

Os conversores de pronta emissão possuem pequena probabilidade de se tornarem radioativos e emitem uma radiação imediatamente após a absorção dos nêutrons, sendo aplicados no chamado método direto, ilustrado na figura II.9, onde o registrador de imagens (filme) e o objeto são expostos simultaneamente ao feixe de nêutrons. São exemplos de materiais conversores de pronta emissão: gadolínio, boro e lítio.

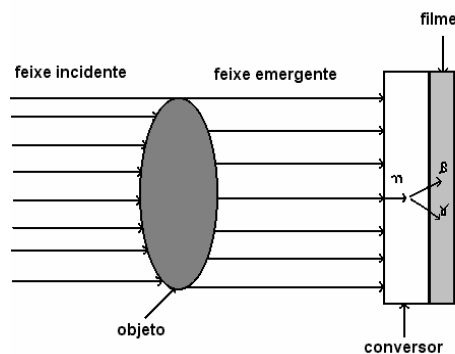
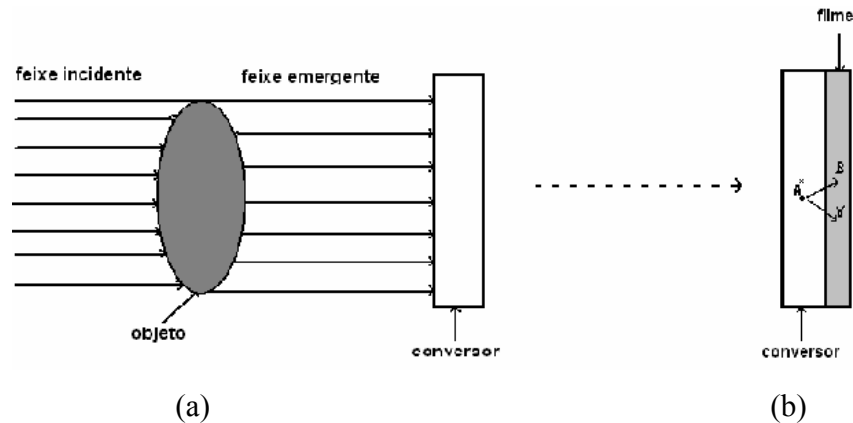


Figura II.9 – Representação esquemática do método direto de exposição neutrongráfica.

Os conversores potencialmente radioativos são utilizados no método de exposição indireta ou por transferência, que se aplica em duas etapas: na primeira, o objeto e o conversor são expostos ao feixe de nêutrons, conforme mostra a figura II.10.a. Esses conversores são escolhidos pelo seu potencial de ativação por nêutrons, tais como o

disprósio, rádio, índio e ouro. Após a irradiação, o conversor é posto em contato íntimo com o registrador de imagens (filme radiográfico) em um chassi radiográfico, conforme ilustra a figura II.10.b. Na segunda etapa, a radiação emitida no decaimento transfere a imagem latente formada no conversor para o filme radiográfico [CRISPIM, 1993].



Figuras II.10.b – Representação esquemática do método indireto de exposição neutrongráfica; (a) etapa de ativação do conversor; (b) etapa de transferência da radiação secundária para o filme.

O uso de cassete ou chassi radiográfico assegura o contato íntimo entre o conversor e o filme, garante a estática tanto da lâmina conversora quanto do filme e protege o filme da luz não permitindo que efeitos indesejáveis perturbem a qualidade da NR. Normalmente são usados cassetes de Alumínio, com formato retangular, como observado na figura II.11.

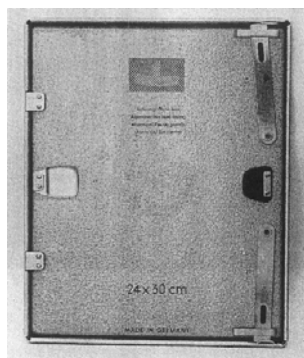


Figura II.11 – Cassete radiográfico [DOMANUS,1992].

O filme radiográfico [HACIDUME,1999] é o mais comum dos sistemas de imageamento, sendo constituído de cinco camadas, de acordo com a representação vista na figura II.12. Para um filme de emulsão simples cada camada tem sua especificidade.

Camada I - película de gelatina para proteção contra ações mecânicas.

Camada II - emulsão constituída de pequeníssimos cristais de sal de prata.

Camada III - substrato de substância agregante para melhorar a adesão da emulsão à base do filme.

Camada IV - base do filme constituída por acetato de celulose ou por um polímero.

Camada V - camada protetora para prevenir ondulações.

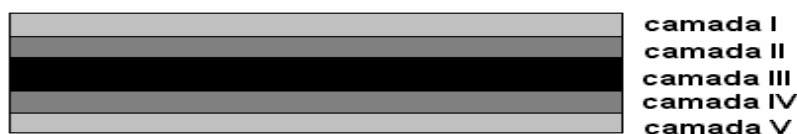


Figura II.12 – Camadas do filme radiográfico.

O filme radiográfico consiste de uma dispersão de grãos de sal de prata em gelatina. A absorção de energia no grão de sal de prata, seja de luz ou de radiação ionizante, sensibiliza-o e resulta em uma complexa mudança física. A energia absorvida pelos grãos produz neles íons de prata, chamados centros de revelação. O conjunto desses grãos, que contém íons de prata, forma a imagem latente. Quando o filme é revelado, a quantidade de íons de prata é reduzida em prata metálica, que se deposita na gelatina, dando origem ao escurecimento de partes do filme. Após a revelação, a imagem é fixada pela remoção química dos grãos de sal de prata que não contém íons de prata. Como os grãos de prata precipitados são opacos à luz visível, uma imagem em tons de cinza é obtida [CRISPIM, 1993].

A imagem nos filmes radiográficos é formada por uma série de partículas muito pequenas de sais de prata, os quais não são visíveis a olho nu. Entretanto, essas partículas se unem em massas relativamente grandes que podem ser vistas pelo olho humano ou com o auxílio de pequeno aumento. Esse agrupamento de partículas de sais de prata da emulsão cria uma impressão chamada “granulação”.

A imagem formada no filme radiográfico possui áreas claras e escuras evidenciando certo grau de enegrecimento que denominamos de densidade ótica. Matematicamente, a densidade é expressa pelo logaritmo da razão entre  $I_0$ , a intensidade de luz visível que incide sobre o filme, e  $I$ , a intensidade que é transmitida e visualmente observada, ou seja:

$$D = \log\left(\frac{I_0}{I}\right) \quad (\text{II.15})$$

Outros conceitos a respeito de filmes radiográficos são importantes para o entendimento completo da técnica de NR usando filmes radiográficos, a saber:

A exposição é a medida da quantidade de radiação que atinge um filme. Ela é representada pelo produto da intensidade da radiação pelo tempo em que o filme fica exposto e expressa pela equação II.16. Portanto, quanto maior a exposição a que submetemos um filme, maior a densidade ótica desse filme.

$$\epsilon = IT \quad (\text{II.16})$$

Assim, um filme rápido necessita de menor tempo de exposição, para atingir uma determinada densidade, do que um outro filme mais lento. Ou ainda, se um filme rápido e um filme lento for submetido a uma mesma exposição, o filme rápido atingirá uma densidade maior.

A velocidade é uma característica própria de cada filme. Ela depende, principalmente, do tamanho dos cristais de prata presentes na emulsão. Quanto maior o tamanho dos cristais, mais rápido será o filme. É claro que uma imagem formada por grãos de grandes dimensões é mais grosseira, ou seja, de menor resolução, que uma imagem formada por grãos menores. Portanto, quanto mais rápido o filme, pior resolução terá a imagem formada por ele.

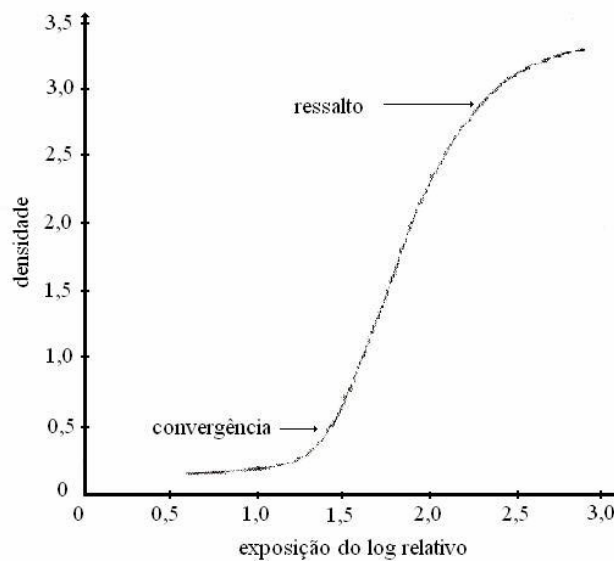


Figura II.13 – Curva de exposição do Filme [FERREIRA, 2003].

O filme radiográfico fornece uma resolução intrínseca, cujo o valor depende do espalhamento de elétrons na emulsão do filme e também do espalhamento da radiação pelo conversor. Os efeitos combinados da resolução geométrica,  $U_g$ , dada pela razão de colimação,  $L/D$ , e da resolução intrínseca resultarão na resolução total da NR, ( $U_t$ ), expressa pela equação II.17.

$$U_t^n = U_i^n + U_g^n \quad (\text{II.17})$$

onde  $n$  pode assumir valores 1, 2 e 3.

A curva característica de um filme, também chamada de curva sensitométrica ou curva H e D (Hurter-Driffield) relaciona a exposição dada a um filme com a densidade ótica resultante. Através das curvas características pode-se comparar qualitativamente filmes diferentes e ainda estabelecer critérios para corrigir densidades obtidas para uma dada exposição. As curvas são em geral fornecidas pelo fabricante do filme e são obtidas mediante exposições sucessivas do filme, tendo suas densidades óticas medidas em cada exposição. Os valores são plotados num gráfico de densidades em função do logaritmo da exposição relativa, como pode ser observado no exemplo da figura II.13. Observa-se que, mesmo sem exposição alguma, o filme apresenta densidade ótica de fundo denominada “Véu de Fundo”, própria do filme, podendo aumentar, caso o filme esteja guardado em

condições irregulares, tais como na presença de níveis baixos de radiação ou calor excessivo.

Existem vários tipos de filmes para raios-X industrial. Eles variam de acordo com a relação sinal-ruído, velocidade de resposta à radiação e granulação. As quatro classes de filme são respectivamente ordenadas do maior para o menor em termos de resolução, e do menor para o menor em termos da velocidade.

Já os detectores sólidos de traços nucleares, também conhecidos por SSNTD (Solid State Nuclear Tracks Detectors), foram descobertos em 1958 por D. A. Young que observou que os fragmentos da fissão nuclear do urânio causavam danos permanentes em cristais de fluoreto de lítio. Em 1959, Silk e Barnes observam os mesmos tipos de danos registrados em cristais de mica.

As primeiras tentativas de se usar detectores plásticos para a medida de atividade devido à emissão de radiação alfa foram feitas por Fleishcher, Price e Walker (1974), que notaram que, quando cristais eram submetidos à ação de soluções químicas adequadas, os locais danificados eram quimicamente mais reativos do que os não danificados e que suas dimensões poderiam ser ampliadas de modo a torná-las visíveis em microscópios ópticos comuns [PEREIRA, 2008].

Nessas condições, os danos são chamados de traços, não somente em sólidos inorgânicos (cristais de minerais e vidros), como também em sólidos orgânicos (polímeros). Assim sendo, certos plásticos (nitrato de celulose e policarbonatos) possuem a capacidade de registrar o percurso de partículas, como prótons e partículas alfa [ENGE, 1980].

Os detectores plásticos possuem uma série de vantagens sobre os outros detectores: baixo custo, insensibilidade à luz e às radiações eletromagnéticas; registro definitivo dos traços revelados; boa eficiência de detecção e estabilidade da eficiência com o tempo; diferenciam traços revelados devido a prótons, partículas alfas e fragmentos de fissão; diferencia também traços revelados devido a partículas do mesmo tipo, mas com energias diferentes [RIO DOCE, 1997].

As características dos detectores plásticos comercialmente disponíveis e utilizados são apresentadas na tabela II.2.

Tabela II.2 – Características dos Detectores plásticos [FRANK, 1977].

| Material                   | Composição   | Nome Comercial                 | Densidade (g/cm <sup>3</sup> ) | Índice de Refração |
|----------------------------|--|--------------------------------|--------------------------------|--------------------|
| Nitrato de Celulose        | C <sub>5</sub> H <sub>8</sub> O <sub>9</sub> N <sub>2</sub>  | CN-85 <sup>1</sup>             | 1,52                           | ---                |
|                            |  | CA-8015 <sup>1</sup>           | ---                            | 1,51               |
|                            |  | LR-115                         | ---                            | ---                |
|                            |  | Daicel <sup>2</sup>            | 1,52                           | ---                |
|                            | Gost <sup>3</sup>  | 1,42 – 1,45                    | 1,50                           |                    |
|                            | 72% C <sub>5</sub> H <sub>8</sub> O <sub>9</sub> N <sub>2</sub><br>26% C <sub>10</sub> H <sub>14</sub> O |                                | 1,40                           | 1,50               |
| Policarbonato              | C <sub>16</sub> H <sub>14</sub> O <sub>3</sub>   | Makrofol <sup>4</sup>          | 1,29                           | ---                |
|                            |  | Lexan 8010 MC 010 <sup>5</sup> | ---                            | ---                |
| Carbonato Diglicol Alílico | C <sub>12</sub> H <sub>14</sub> O <sub>3</sub>   | CR-39 <sup>6</sup>             | 1,32                           | 1,45               |
|                            |  | MA-ND <sup>7</sup>             | ---                            | ---                |
|                            |  | TASTRAK <sup>8</sup>           | ---                            | ---                |

1) Kodak Pathé; 2) Nippon Co, Japão; 3) URSS; 4) Bayer, Alemanha; 5) General Electric Co, EUA; 6) Acrylics, EUA; Homalite, EUA; Baryotrack, Japão; Pershore, Reino Unido; 7) MOM, Hungria; 8) Track Analysis Sys Ltda, Reino Unido.

A formação de traços no detector plástico, SSNTD, se origina de danos produzidos por partículas nucleares que o atravessam. A partícula carregada positivamente desloca os elétrons dos átomos constituintes do plástico, deixando um rastro de íons positivos, que se repelem, perturbando seu arranjo molecular e dando origem ao que se denomina traço latente [SANTOS, 2008].

Nos polímeros, as cadeias poliméricas são destruídas, causando o traço latente, não só pelo processo primário de ionização, mas, também, pelos elétrons secundários (elétrons que recuam, a partir da colisão com a partícula incidente). Os detectores plásticos mais sensíveis, quanto ao registro de traços, são aqueles que sofrem uma desestruturação nas cadeias poliméricas, inclusive por um elétron secundário, ou seja, a região central do traço é rodeada por uma região periférica, com propriedades químicas modificadas,

denominada halo, onde ocorrem quebras da cadeia por mecanismos secundários. [SANTOS, 2008]. Esses danos, visíveis apenas num microscópio eletrônico, possuem diâmetro da ordem de 10 nm e podem se tornar visíveis num microscópio óptico com aumento de 20 vezes.

A tabela II.3 fornece os parâmetros de mérito num ataque químico, relacionando-os aos principais tipos de detectores plásticos disponíveis no mercado.

A transformação do traço latente em um traço visível, por um processo de revelação, pode ser realizada mediante um ataque químico, ataque eletroquímico, ou uma combinação de ambos, após o qual os traços passam a ter diâmetros em torno de 3  $\mu\text{m}$ , quando aplicado o ataque químico, e, em torno de 150  $\mu\text{m}$ , após o ataque eletroquímico [SANTOS, 2008].

Tabela II.3 – Condições recomendadas para ataque químico dos detectores plásticos[LLIÉ, 1989].

| <b>Detector</b> | <b>Solução</b> | <b>Temperatura<br/>(°C)</b> | <b>Tempo<br/>(h)</b> | <b>Velocidade de<br/>ataque (<math>\mu\text{m/h}</math>)</b> |
|-----------------|----------------|-----------------------------|----------------------|--|
| LR-115          | 2,5 M NaOH     | 60                          | 1,5                  | 4  |
| CN-85           | 2,5 M NaOH     | 60                          | 0,5                  | 12   |
| *CR-39          | 6,25 M NaOH    | 70                          | 6,5                  | 1,4  |
| Makrofol        | 6,0 M KOH      | 70                          | 7,5                  | 1,2  |

\*O detector plástico CR-39 resulta da polimerização do monômero líquido, Carbonato de Diglicol Alílico (C<sub>12</sub>H<sub>18</sub>O<sub>7</sub>) que foi desenvolvido, em 1933, para a fabricação de lentes. Em 1978, Cartwright, Shirk e Price descobriram que ele era eficiente na detecção de partículas carregadas [ROUSSETSKI, 2008].

Para se obter a visualização dos traços latentes, são necessárias as execuções das seguintes etapas: (a) irradiação do detector (formação do traço latente); (b) ampliação (revelação) do traço latente e; (c) observação do traço ampliado (contagem de traços).

No processo de ataque químico (comumente chamado de revelação), duas velocidades devem ser consideradas: a de ataque ao longo do dano ( $V_T$ ) e a outra, na superfície do detector ( $V_S$ ). Quando  $V_T > V_S$ , os traços adquirem o formato de cones, cujos eixos estão ao longo das trilhas dos danos. A solução química a ser utilizada difere para



cada tipo de detector. Para os orgânicos, são utilizadas soluções aquosas de hidróxidos alcalinos, enquanto que, para as inorgânicas, as soluções ácidas. Para que uma trilha de danos forme um traço visível, a componente de  $V_T$ , perpendicular à superfície do detector, deverá ser maior do que  $V_S$ , ou seja,  $V_T \cdot \text{sen}\theta > V_S$ , sendo  $\theta$  o ângulo de incidência da partícula no detector. Assim, existirá um ângulo mínimo de incidência ( $\theta_c$ ), abaixo do qual o traço não será observado, dado por:

$$\theta_c = \arcsen (V_S/V_T) \quad (\text{II.18})$$

Em geral, este ângulo é relativamente pequeno e, para os detectores orgânicos,  $\theta_c < 5^\circ$ .

A ação da solução na trilha de interação somente será efetiva, caso haja uma densidade mínima de danos em seu interior, existindo, portanto, um limiar energético para cada tipo de radiação ionizante, fato que explica a sensibilidade elevada dos SSNTD para radiações dos tipos  $\alpha$ , prótons e fragmentos de fissão e sua quase total insensibilidade para radiações dos tipos  $\beta$  e  $\gamma$  e luz visível. A figura II.14 apresenta um esquema da formação de traço na lâmina plástica de CR-39.

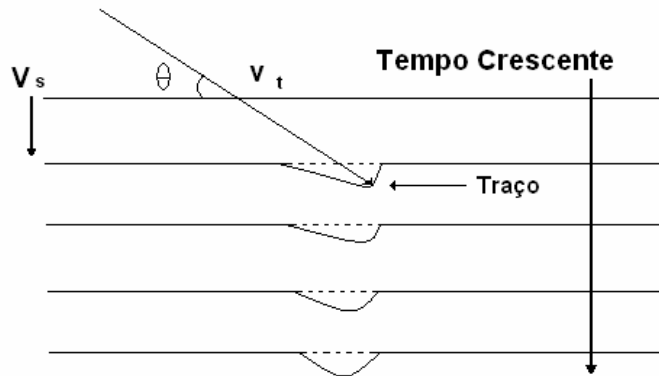


Figura II.14 – Esquema da formação de traço na lâmina plástica de CR-39 em função do tempo.

Na Tabela II.4 são mostrados os limites de energias de partículas alfa detectáveis para alguns detectores plásticos, limites estes que devem ser interpretados como um guia, pois dependem das condições de ataque químico [RIO DOCE, 1997].

Tabela II.4 – Limites de energias de partículas alfa detectáveis, para alguns detectores plásticos.[RIO DOCE, 1997]

| <b>Tipo de detector Plástico</b> | <b>E<sub>mínima</sub> ( MeV)</b> | <b>E<sub>máxima</sub> (MeV)</b> |
|----------------------------------|----------------------------------|---------------------------------|
| Nitrato de Celulose              | 0,1                              | 4 – 6                           |
| Polycarbonato (Lexan)            | 0,2                              | 3                               |
| Carbonato de Diglicol e Alílico  | 0,1                              | >20                             |

A taxa de perda de energia [dE/dx] (quantidade de energia que a partícula transfere ao detector plástico, por unidade de comprimento) é inversamente proporcional à energia da partícula. Isso significa que os danos na estrutura dos plásticos, de um modo geral, são mais intensos, quanto menor for a energia das partículas. Assim, uma partícula de alta energia transfere pouca energia ao plástico, por unidade de comprimento [RIO DOCE, 1997].

A formação da imagem radiográfica em SSNTD é semelhante àquela num filme radiográfico. A sensação de visualização de uma imagem em um filme radiográfico está diretamente relacionada com a capacidade visual do observador, para discernir variações de intensidades luminosas. Similarmente, quando um SSNTD é irradiado por um feixe de partículas ionizantes, danos são causados em sua estrutura molecular e, a partir do ataque químico, são revelados os traços que são as unidades básicas formadoras da imagem. O conjunto de traços dá origem a uma imagem bidimensional, visível à “olho nu”.

A formação da imagem nesses detectores admite que:

- 1) As superfícies dos traços formados são circulares;
- 2) A transmissão da luz é a mesma para todos os traços;
- 3) Existe uma dependência radial, função T(r), que representa a transmissão da luz ao longo do interior do traço.

A figura II.15 mostra a distribuição radial da densidade ótica no interior de um único traço, através dos quais se obtém a função T(r).

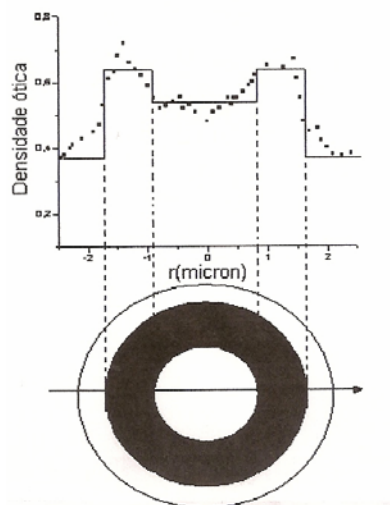
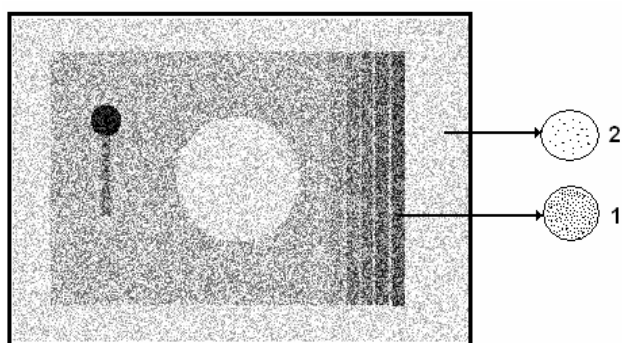


Figura II.15 – Distribuição da densidade ótica no interior de um traço.

Um detetor de traços nucleares de estado sólido é recomendado como detetor de nêutrons térmicos quando acoplado a um conversor que emite partículas alfa. A técnica FNR com CR-39 tem sido utilizada para detectar nêutrons rápidos [IKEDA et al, 1986], numa faixa energética entre 0,1 MeV e um pouco mais de 10 MeV. Os nêutrons rápidos, ao interagirem com os núcleos de hidrogênio presentes nas lâminas plásticas de CR-39, produzem prótons de recuo, que provocam danos (traços) na lâmina, que se tornam visíveis, após processamento apropriado de revelação por marca de registro. A distribuição espacial desses traços irá formar a imagem bidimensional de um objeto. A figura II.16, representa um esquema de uma imagem revelada em uma lâmina plástica de CR-39.



1 Maior densidade de traços, maior densidade ótica.  
2 Menor densidade de traços, menor densidade ótica.

Figura II.16 – Esquema de uma imagem bidimensional de um objeto formado pela distribuição espacial de traços.

## II.5.6 – Blindagem

A segurança contra a exposição às radiações deve ser garantida ao trabalhador e ao indivíduo do público em geral, levando em consideração os Princípios de Radioproteção, a saber:

1) Justificação – qualquer atividade envolvendo radiação ou exposição deve ser justificada em relação a outras alternativas e produzir um benefício líquido positivo para a sociedade.

2) Otimização – todas as exposições devem ser mantidas tão baixas quanto razoavelmente exequíveis, *As Low As Reasonably Achievable – ALARA*.

3) Limitação de Dose – as doses individuais de trabalhadores e de indivíduos do público não devem exceder os limites anuais de dose, dispostos na Tabela II.5. Os limites de dose estabelecidos no regulamento técnico da CNEN-NE-3.01 [CNEN-NN-3.01, 2005] e na ICRP-60 [ICRP-60, 1991] serão considerados nos cálculos das espessuras de blindagens do Irradiador de Nêutrons.

Tabela II.5 – Limites de dose anuais (mSv)[CNEN-NN-3.01, 2005].

| <b>Equivalente em Dose</b> | <b>Trabalhador</b> | <b>Público</b> |
|----------------------------|--------------------|----------------|
| Efetiva                    | 50                 | 1              |
| Órgão ou tecido            | 500                | $1/W_T$        |
| Pele                       | 500                | 50             |
| Olho                       | 150                | 50             |
| Extremidades               | 500                | 50             |

Dentre os cuidados de radioproteção, que visam a segurança contra a exposição dos indivíduos às radiações, incluem-se os fatores: distância da fonte radioativa, tempo de exposição e blindagem. Para o propósito a que se destina a presente pesquisa, a blindagem é o fator de mérito. A escolha do material a ser empregado na blindagem depende do tipo de radiação, atividade da fonte e da dose limite na superfície externa da blindagem. O cálculo da espessura e a construção de uma blindagem para uma instalação devem levar em consideração: a localização da fonte de radiação; as direções possíveis de incidência do

feixe de radiação; o tempo de ocupação da fonte; a carga de trabalho; os locais e áreas circunvizinhas; a planta da instalação radioativa, além da radiação secundária, e dos produtos decorrentes da interação da radiação primária com a matéria [LAMARSH, 1975].

Os nêutrons rápidos são atenuados de forma aproximadamente exponencial, onde a atenuação é função da seção de choque macroscópica total, ou do comprimento de relaxação [LAMARSH, 1975], de acordo com a expressão:

$$\varphi(x) = \varphi(0) e^{-\Sigma x} = \varphi(0) e^{-x/\lambda} \quad (\text{II.19})$$

onde  $x$  é a espessura de material atenuador;  $\varphi(0)$  é o fluxo de nêutrons incidentes sobre a blindagem;  $\varphi(x)$  é o fluxo dos nêutrons que atravessam a barreira;  $\Sigma$  é a seção de choque macroscópica total ( $\text{cm}^{-1}$ ) e  $\lambda$  é o comprimento de relaxação (cm).

Na Tabela II.6, são dados valores de livre caminho médio até a primeira interação para nêutrons rápidos em alguns materiais atenuadores.

Tabela II.6 – Comprimento de relaxação, para nêutrons rápidos em alguns materiais atenuadores [LAMARSH, 1975].

| <b>Material</b>    | <b>Densidade<br/>(<math>\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}</math>)</b> | <b>Livre caminho médio<br/>(cm)</b> |
|--------------------|---|-------------------------------------|
| Água               | 1,00  | <b>10</b>                           |
| Grafite            | 1,62  | <b>9</b>                            |
| Berílio            | 1,85  | <b>9</b>                            |
| Óxido de Berílio   | 2,30  | <b>9</b>                            |
| Concreto           | 2,30  | <b>12</b>                           |
| Alumínio           | 2,70  | <b>10</b>                           |
| Concreto baritado  | 3,50  | <b>9,5</b>                          |
| Concreto com ferro | 4,30  | <b>6,3</b>                          |
| Ferro              | 7,80  | <b>6</b>                            |
| Chumbo             | 11,3  | <b>9</b>                            |

## II. 6 – Caracterização da Imagem Neutronográfica

Para avaliar a capacidade de imageamento de sistemas radiográficos, além da acuidade visual, utiliza-se determinar três parâmetros: as medidas densitométricas do Indicador de Pureza de Feixe – IPF, a resolução e a Função de Transferência de Modulação– MTF.

De acordo com a Norma ASTM-E 545-91 os conteúdos percentuais dos parâmetros que influenciam na qualidade do feixe neutrônico, podem ser estimados com base nas medidas densitométricas da imagem do IPF. Elas permitem determinar, quantitativamente, o contraste radiográfico, a contribuição de raios  $\gamma$ , a nitidez da imagem e a informação sobre o filme e a qualidade de revelação. O IPF recomendado por essa Norma deve ser posicionado no chassi neutronográfico paralelamente e tão próximo quanto possível do filme.

Os conteúdos de nêutrons térmicos, nêutrons rápidos, raios  $\gamma$  de baixa e altas energias devem ser, segundo a mesma Norma, determinados por análise densitométrica da imagem do IPF, com cada cálculo expresso, respectivamente, por:

1) Conteúdo efetivo percentual de nêutrons térmicos,  $C$ , ou contraste neutronográfico, decorrente da exposição de fundo do filme devido aos nêutrons térmicos não espalhados.

$$C = \frac{D_{\Phi} - [\text{maior}D_{BN} + \Delta D_{Pb}]}{D_{\Phi}} \times 100 \quad (\text{II.20})$$

2) Conteúdo efetivo de nêutrons espalhados,  $S$ , que é percentagem de escurecimento de fundo do filme causado pelos nêutrons espalhados.

$$S = \frac{[\Delta D_{BN}]}{D_{\Phi}} \times 100 \quad (\text{II.21})$$

3) Conteúdo efetivo de raios gama,  $\gamma$ , que é percentagem de escurecimento de fundo do filme causado por radiação gama de baixa energia (absorvido por 2 mm de chumbo).

$$\gamma = \left[ \frac{D_T - \text{menor}D_{Pb}}{D_{\Phi}} \right] \times 100 \quad (\text{II.22})$$

4) Conteúdo efetivo de raios  $\gamma$  de alta energia,  $P$ , que é a percentagem de exposição de fundo pelos raios  $\gamma$  originados no processo de produção de pares (absorvidos por 2 mm de chumbo).

$$P = \frac{\Delta D_{Pb}}{D_{\phi}} \times 100 \quad (\text{II.23})$$

Onde:

1)  $D_{BN1}$  e  $D_{BN2}$  são as densidades óticas médias de filme medidas nas imagens dos discos de nitreto de boro;

2)  $D_{Pb1}$  e  $D_{Pb2}$  são as densidades óticas médias do filme medidas nas imagens dos discos de chumbo;

3)  $D_{\phi}$  é a densidade ótica média medida no centro do vazio existente no IPF.

4)  $D_T$  é a densidade ótica média do filme medida na imagem do teflon;

5)  $\Delta D_{BN}$  é a diferença entre valores  $D_{BN1}$  e  $D_{BN2}$ ;

6)  $\Delta D_{Pb}$  é a diferença entre valores  $D_{Pb1}$  e  $D_{Pb2}$ .

Os cálculos dos parâmetros acima descritos podem ser realizados através dos níveis de cinza das imagens digitalizadas pois se relacionam proporcionalmente linear aos valores de densidade ótica [FERREIRA, 2003].

A resolução de uma imagem é definida como a menor distância que separa dois objetos de modo que possam ser distinguidos. A avaliação da resolução total do sistema é feita através do ajuste de uma função à distribuição obtida pela varredura dos níveis de cinza na região interface de uma imagem de um material altamente absorvedor de nêutrons e do feixe direto. Uma função normalmente utilizada é a *Edge Spread Function* – ESF, dada por:

$$ESF = A + B \arctan(Cx + D) \quad (\text{II.24})$$

onde,  $A$ ,  $B$ ,  $C$  e  $D$  são parâmetros livres no ajuste e  $x$  é a coordenada da varredura, a Figura II. 17 mostra uma curva da distribuição dos níveis de cinza – NC da região de interface de uma imagem de folha de Gadolínio.

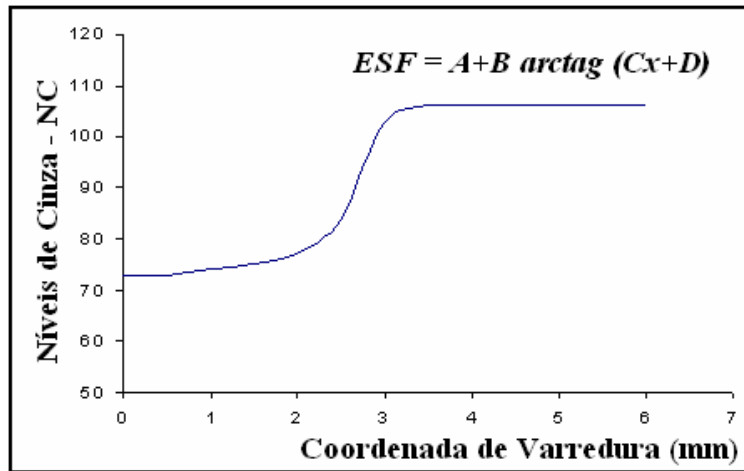


Figura II.17 – Distribuição de níveis de cinza da região de interface de uma imagem de folha de gadolínio [FERREIRA, 2003].

Neste método, a resolução  $U_T$ , esta relacionada à largura total a meia altura (FWHM) da função ESF diferenciada – distribuição de Lorentz, e é dada por [DE MENEZES, 2000]:

$$U_T = \frac{2}{C} \quad (\text{II.25})$$

A Função de Transferência de Modulação – MTF, para um sistema de imageamento eletrônico, é definida como a razão do contraste registrado pelo contraste ideal que deveria ser produzido, em função da frequência espacial do objeto radiografado [DE MENEZES, 2000]. É uma representação gráfica da habilidade do sistema para produzir a frequência espacial presente na imagem.

Ao contrário da resolução que representa uma função discreta da frequência espacial que o sistema pode discernir, a MTF é uma função contínua, onde são obtidas maiores quantidades de informações a respeito da performance e limitações do sistema.

A MTF tem duas importantes características [FERREIRA, 2003]:

1. O resultado independe do julgamento do observador;



2. A MTF total de um sistema com múltiplos componentes pode ser obtida multiplicando-se as MTF individuais, caso estes componentes sejam lineares e que suas MTF possam ser determinadas independentemente.

A modulação do sinal de resposta de um sistema de imageamento é um fator fundamental na determinação da sua resolução espacial.

A modulação pode ser definida, em função dos Níveis de Cinza – NC, por:

$$\text{Modulação} = \frac{(NC)_{\text{máx}} - (NC)_{\text{médio}}}{(NC)_{\text{médio}}} \quad (\text{II.26})$$

Para efeito de visualização de contraste em uma imagem radiográfica, é aceita uma modulação em até 90% da amplitude do sinal [ASTM & 1441-95, 1996], abaixo deste limite a imagem não terá qualidade aceitável.

## II. 7 – O código de Monte Carlo (MCNP)

O código MCNP – Monte Carlo *N-Particle* foi originalmente desenvolvido no *Los Alamos National Laboratory* (LANL) durante o Projeto Manhattan, nos anos 40, e pode ser utilizado para o cálculo do transporte individual de nêutrons, fótons e elétrons ou transporte acoplado de nêutrons, fótons e elétrons, incluindo a capacidade de calcular constantes de multiplicação para sistemas críticos. O transporte dessas radiações pode ser simulado pelo código MCNP para: nêutrons com energias entre 1 a 100 MeV; fótons com energias entre 1 keV a 100 GeV; elétrons, entre 1 keV a 1 GeV. O código trata uma configuração tridimensional arbitrária de materiais, em células limitadas por superfícies de primeiro e segundo grau, e toróides elípticos de quarto grau, além de possuir a capacidade de segmentar a geometria de irradiação em estruturas de *voxels*. As primeiras aplicações do código MCNP em modelagem de ensaios radiográficos exigiram tempos computacionais elevados. Entretanto, aprimoramentos geraram versões mais eficientes, MCNP5 e MCNPX, com comandos específicos para simulação de ensaios radiográficos, resultaram numa ferramenta em potencial para o estudo de parâmetros que possam influenciar a qualidade de ensaios radiográficos [SOUZA, 2007].

O usuário fornece no arquivo de entrada informações inerentes ao problema: escolhe a geometria; especifica os materiais; seleciona a biblioteca de seções de choque; indica a localização e as características da fonte radioativa; e aponta quais as respostas (*TALLY*) desejadas.

O Título do Problema é a primeira linha que aparece nos dados de entrada do MCNP e, como as demais linhas, está limitada a 80 colunas. Esta linha pode conter qualquer informação; porém, recomenda-se que deva descrever sucintamente o problema que está sendo simulado, pois aparecerá em várias partes do arquivo de saída do MCNP.

Na descrição das células (*CELL Cards*) representa-se a geometria do problema. Para essa representação, combinações de formas geométricas pré-definidas, como planos, esferas, elipsóides, dentre outras, são selecionadas e descritas no item *SURFACE*. As regiões são combinadas, utilizando-se operadores booleanos, tais como: interseções e uniões, sendo também discriminados os materiais que irão compor a geometria do problema.

Na descrição das superfícies (*SURFACE Cards*), são selecionadas as formas geométricas a serem utilizadas na representação geométrica do problema; para isso, são usados caracteres mnemônicos indicando o tipo de superfície e, em seguida, os coeficientes da equação da superfície selecionada.

Na descrição dos dados físicos (*DATA Cards*) estipula-se a física do problema; pelos seguintes itens:

– *Tipo de Radiação (MODE Card)*: onde se seleciona o tipo de radiação (ou radiações) a ser transportada. No MCNP, as possibilidades de transporte são:

**N**: nêutrons; **N P**: nêutrons e fótons; **P**: fótons; **E**: elétrons; **P E**: fótons e elétrons; **N P E**: nêutrons, fótons e elétrons.

Os intervalos de energia, considerados no código MCNP para cada tipo de radiação, selecionado são:

Nêutrons: 10 MeV a 20 MeV; Fótons: 1 keV a 1 GeV; Elétrons: 1 keV a 1 GeV.

– *Importância da célula – (IMP Card)*: O “IMP” pode ser escrito como IMP:N ou P ou E. Este é o mnemônico para importância, utilizada no MCNP para:

a) Finalizar a história da partícula;

b) Realizar a separação das regiões geométricas de maior importância para as de menor importância. As importâncias normalmente são representadas por: **0** menos importantes e **I** mais importantes.

– *Especificação da fonte*: existem várias opções para descrever a fonte, porém, algumas características são comuns, tais como: posição da fonte, energia, tipo de partículas.

– *Tipo de grandeza a ser calculada na simulação (TALLY)*: especifica-se a meta do cálculo intitulado nos dados de saída. Existem algumas opções, segundo o uso de seu mnemônico correspondente, dispostos na tabela II.9:

Tabela II.9 – Grandezas especificadas nos dados de saída pelo MCNP [BRIESMEISTER, 2001].

| <b>MNEMÔNICO</b>       | <b>DESCRIÇÃO</b>   |
|------------------------|--|
| 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                                       |

– *Especificação de materiais*: os materiais são representados por suas composições isotópicas, através da estrutura: ZAIID1 fração1; ZAIID2 fração2, onde ZAIIDn é uma representação numérica na forma ZZZAAA.nnX, contendo o número atômico de cada elemento (Z), a massa do elemento (A) e nn X usado para o acionamento de bibliotecas de seções de choques especiais; n é a fração de ZAIIDn presente no material, podendo ser positiva ou negativa.

– *Delimitação do problema (Cutoffs)*: são apresentados os limites impostos pelo usuário para finalizar o problema, tais como: tempo, energia, número de histórias, etc. O MCNP irá utilizar um dos parâmetros como limitador para cada opção selecionada. Ao se selecionar o número de histórias (mnemônico NPS), quando for atingido o total de

histórias, o código interromperá sua execução, apresentando, então, uma mensagem de finalização.

Evidentemente, não se descreveu todas as opções disponibilizadas pelo código MCNP para se representar um problema, assim como, todas suas aplicações, que podem ser encontradas no manual do código e no fórum de discussão do próprio MCNP, na internet.

## CAPÍTULO III

### MATERIAIS E MÉTODOS

#### III.1 – Estudo do Sistema

Para a implementação de um sistema Neutronográfico com nêutrons rápidos/epitérmicos para inspeção não destrutiva de objetos espessos, torna-se necessária a construção de um aparato auxiliar que viabilize a obtenção de uma Neutronografia de boa qualidade, tomando por base as considerações teóricas apresentadas no capítulo anterior. Em princípio, para se elaborar esse aparato auxiliar de FNR, realizou-se simulações com o código MCNP versão 4b, para a determinação e validação dos diversos parâmetros envolvidos.

Sequencialmente procedeu-se à seleção da fonte radioisotópica dentre as disponíveis e viáveis para a realização de uma NR; escolha de um colimador apropriado; projeto de um sistema eficiente de blindagem.

##### III.1.1 – Fonte de nêutrons.

Na figura III.1 observa-se o desenho esquemático detalhado da fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  selecionada [RAMOS, 2004] e a figura III.2 é uma foto da fonte encapsulada de  $^{241}\text{Am-Be}$  utilizada no irradiador de nêutrons. Foi fabricada com uma mistura compacta de óxido de amerício e pó metálico de berílio [AMERSHAM, 1976/1977], sendo duplamente encapsulada por paredes de aço inoxidável AISI.316, cuja composição típica em percentual encontra-se disponibilizada na Tabela III.1. A taxa de emissão de nêutrons fornecida por uma fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  com atividade de 185 GBq (5 Ci) é da ordem de  $10^7$  n/s e sua meia-vida, de 433 anos. Os nêutrons são emitidos com energia média de 4,5 MeV. Em cada desintegração são emitidos 70% de raios gama com 4,43 MeV de energia proveniente da reação  $^9\text{Be} (\alpha, n) ^{12}\text{C}$ , além dos oriundos das emissões espontâneas do  $^{241}\text{Am}$ , a saber: 42,7% com energia de 13,9 keV; 2,4% com 26,3 keV; 0,11% com 33,2 keV; 35,9% com 59,6 keV; e 1,7% com 6,9 keV.

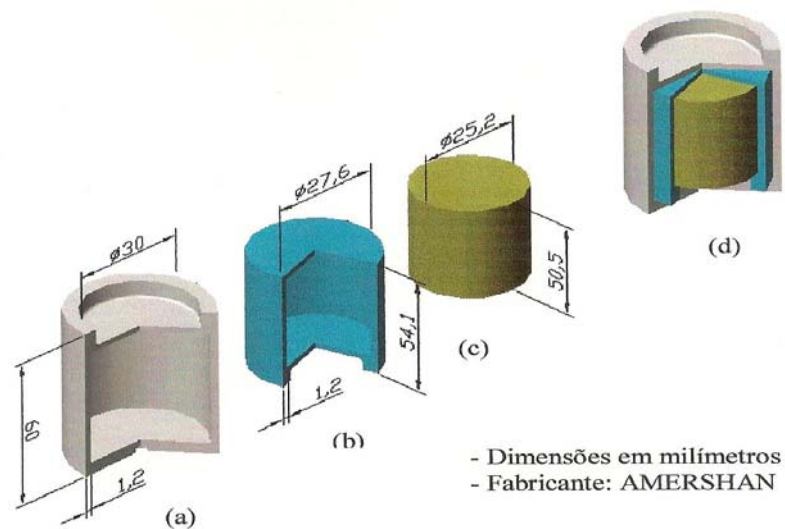


Figura III.1 – Desenho esquemático da fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$ . a) encapsulamento externo; b) encapsulamento interno; c) fonte cilíndrica de  $^{241}\text{Am-Be}$ ; d) configuração geométrica final [RAMOS, 2004].



Figura III.2 - Fonte encapsulada de  $^{241}\text{Am-Be}$  utilizada no irradiador de nêutrons.

Tabela III.1 – Composição percentual típica dos elementos químicos presentes no encapsulamento da fonte.

| Elemento químico | Composição (%) | Elemento químico | Composição (%) |
|------------------|----------------|------------------|----------------|
| <b>C</b>         | 0,004          | <b>Cr</b>        | 16,960         |
| <b>Mn</b>        | 1,590          | <b>Ni</b>        | 13,610         |
| <b>P</b>         | 0,011          | <b>Mo</b>        | 2,290          |
| <b>S</b>         | 0,008          | <b>Fe</b>        | 65,157         |
| <b>Si</b>        | 0,370          |                  |                |

A figura III.3 mostra o espectro de emissão fornecido pelo fabricante ISO8529-1:2001 da fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$ , utilizada.

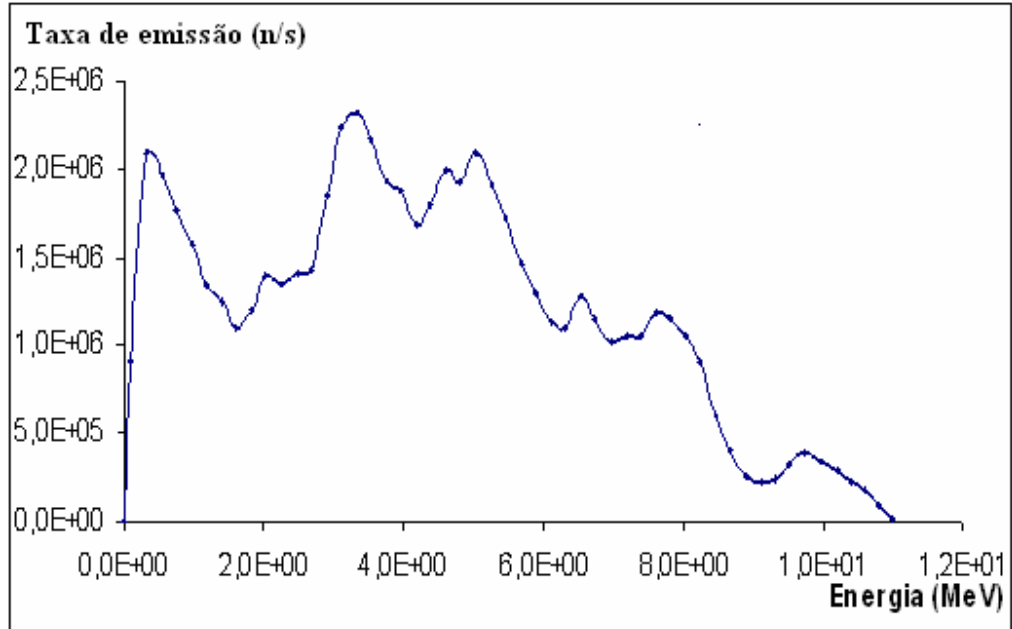


Figura III. 3 – Espectro de emissão de nêutrons pela fonte de  $^{241}\text{Am/Be}$  (especificações do fabricante ISO8529-1:2001).

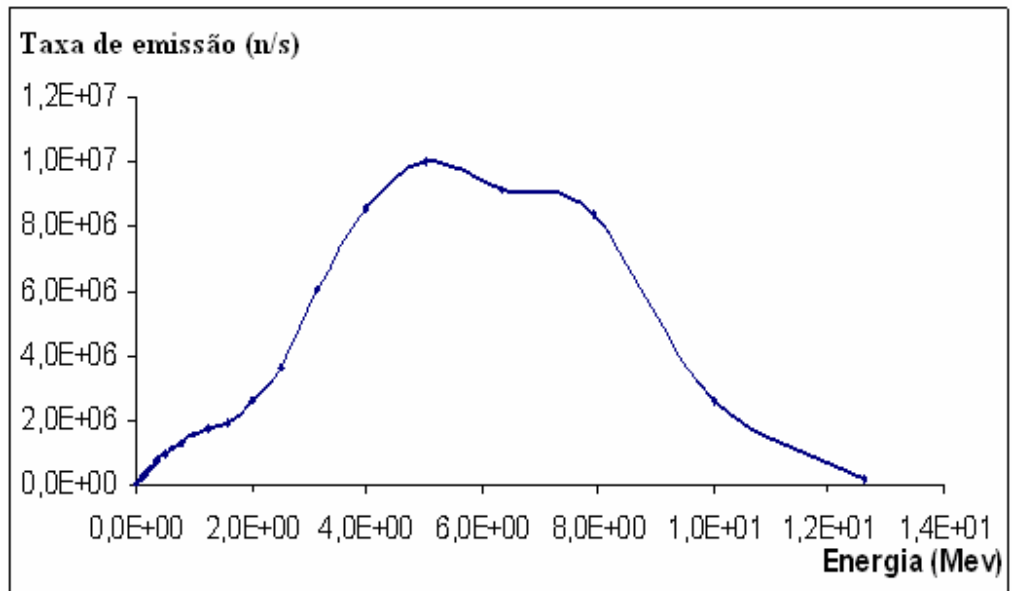


Figura III.4 – Espectro da Fonte de  $^{241}\text{Am/Be}$  (fonte nua).

Ao comparar o espectro característico de emissão da fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$ , disposto na Figura II.4.a) espectro teórico e Figura III.4 [HOSTE, 1988; GRIFFITH et all, 1990] e o espectro fornecido pelo fabricante ISO8529-1:2001, nota-se algumas diferenças, a primeira com relação a intensidade e a segunda quanto a forma da curva menos homogênea e apresentando alguns picos na faixa de energia menor que 2 MeV. Dada a discrepância entre os espectros, utilizou-se o código computacional MCNP, para gerá-los nas duas condições de fonte: nua e encapsulada.

Os espectros gerados estão dispostos na figura III.5. Nota-se que o espectro relativo a condição da fonte nua se assemelha ao espectro característico mostrado na figura III.4, tanto em intensidade de fluxo, quanto na forma da curva, apresentando maiores intensidades para nêutrons com energias entre 2 e 10 MeV.

Na condição de fonte encapsulada, nota-se que o encapsulamento diminui a taxa de emissão de nêutrons pela fonte de  $^{241}\text{Am/Be}$ , moderando. De forma similar o comportamento do espectro de emissão fornecido pelo fabricante, figura III.3, o espectro resultante da simulação com o código MCNP apresenta picos em energias abaixo de 2 MeV, caracterizando que este efeito é gerado pelo espalhamento dos nêutrons com o material no duplo encapsulamento da fonte.

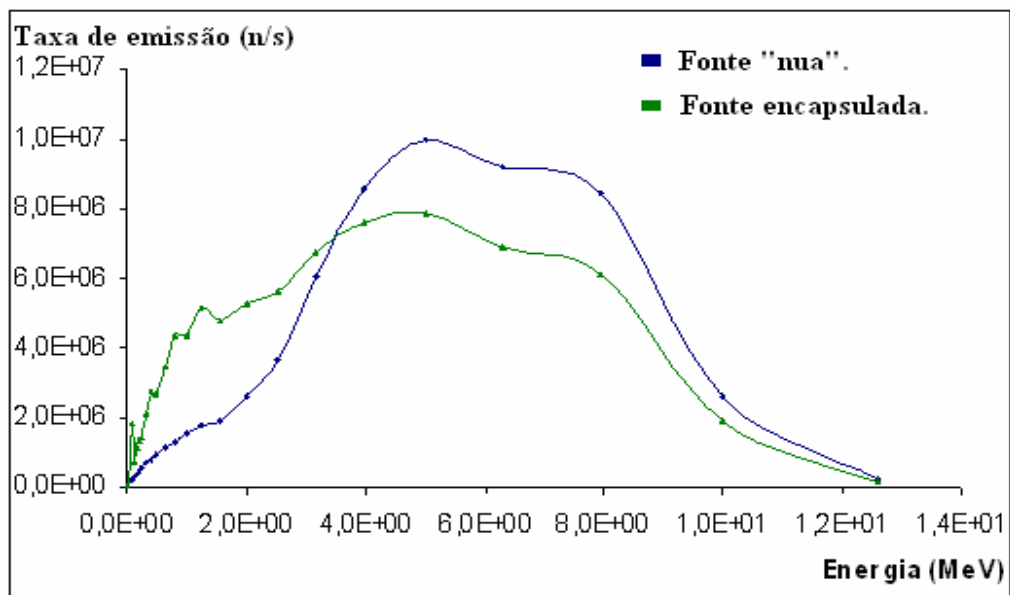


Figura III.5 – Espectro da fonte de  $^{241}\text{Am/Be}$  “nua” e com encapsulamento.



O Irradiador de nêutrons usando a fonte  $^{241}\text{Am-Be}$  proporciona uma taxa de emissão baixa no plano da imagem na ordem de grandeza de  $10^3$  n/s, gerando NR com tempo de exposição grande. Esta taxa de emissão, porém, pode ser aumentado usando uma fonte que forneça uma maior taxa de emissão ou incrementando-se uma segunda fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  de 5 Ci de atividade.

Uma das possibilidades é o uso da fonte de califórnio-252 do Laboratório de Nêutrons do IRD. A fonte de  $^{252}\text{Cf}$ , modelo 10S, fabricada pela Frontier Technology Corporation, tem massa reduzida de material radioativo, comparada com outras fontes, normalmente da ordem de  $10^{-6}$  gramas. Os testes foram feitos, através de simulação usando o código MCNP, para uma massa de califórnio-252 de apenas 108,97  $\mu\text{g}$  e mantendo-se as características de colimação e blindagem do Irradiador de Nêutrons.

A Figura III.6 mostra a comparação da taxa de emissão normalizada de nêutrons provindos das fontes de  $^{241}\text{Am-Be}$  e  $^{252}\text{Cf}$ , no plano de saída do Irradiador de Nêutrons em função da energia.

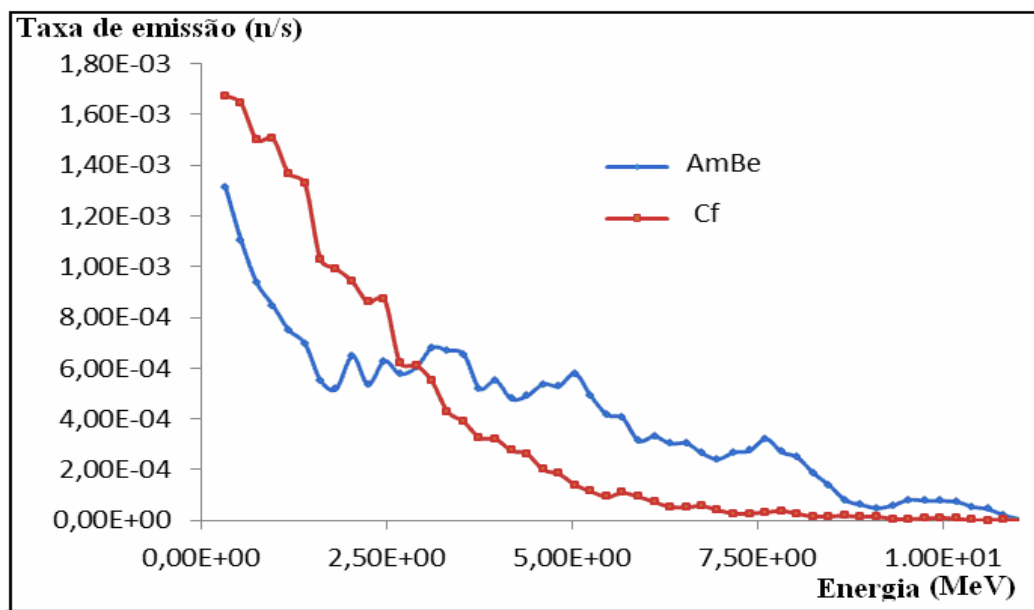


Figura III.6 – Comparação da taxa de emissão normalizada de nêutrons provindos das fontes de  $^{241}\text{Am-Be}$  e  $^{252}\text{Cf}$ .

Para uma visão mais realista do número de nêutrons que chega no plano de detecção é necessário multiplicar todos os dados normalizados pela atividade da fonte em questão. A

fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  tem uma emissão de  $1,1 \times 10^7$  n/s e  $108,97 \mu\text{g}$  de  $^{252}\text{Cf}$  tem uma emissão de  $1,09 \times 10^8$  n/s. Sendo assim, o valor simulado do fluxo de nêutrons no plano detector são apresentados na figura III.7. A Taxa de emissão de nêutrons da fonte de  $^{252}\text{Cf}$  na faixa de energia rápida entre 2 e 4 MeV é da ordem de grandeza de  $10^4$  e da fonte de Am-Be na ordem de grandeza de  $10^3$  como se pode observar na figura III.7.

O fluxo de nêutrons usando a fonte de  $^{252}\text{Cf}$  no plano da imagem na saída do canal de irradiação do Irradiador de nêutrons aumenta consideravelmente, como mostra os gráficos da figura III.6 e III.7, obtidos através das simulações, podendo gerar NR mais rápidas, tanto usando lâminas de CR-39 quanto usando filme radiográfico e conversor.

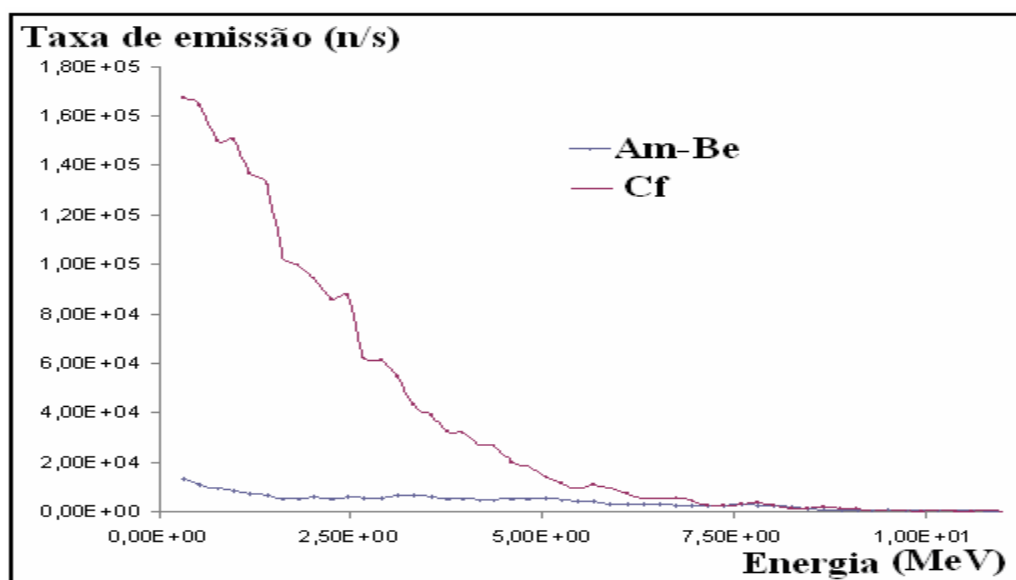


Figura III.7 – Comparação da taxa de emissão de nêutrons provindos das fontes de Am-Be e Cf no plano da imagem.

### III.1.2 – Colimação

De acordo com as considerações apresentadas na seção II.5.3, o colimador foi projetado, composto de duas partes: uma divergente e outra paralela.

O parâmetro de mérito a ser considerado na construção de um colimador é a intensidade do feixe de nêutrons no plano de imagem. Dessa forma, a escolha do material

para seu revestimento interno é de suma importância. O emprego de materiais espalhadores modera a energia dos nêutrons provindos da fonte, desviando-os de suas direções primárias, mas não causam uma diminuição comprometedoras do fluxo neutrônico. Na tabela III.2, encontram-se dispostos os parâmetros físicos de mérito que foram considerados para a seleção dos materiais mais indicados para compor as paredes de um colimador de feixe de nêutrons rápidos e epitérmicos, conforme definições apresentadas no item II.3, as seções de choque  $\sigma$  são dadas em barn, onde 1 barn corresponde a  $10^{-24}$  cm<sup>2</sup>, e o livre caminho médio até a primeira interação com o material,  $\xi$ , em cm. No Anexo II, encontram-se dispostas as seções de choque total para nêutrons, em função de suas energias, calculadas pelo MCNP (Vised), programa que plota os gráficos da biblioteca de seção de choque do MCNP.

Tabela III.2 – Materiais não absorvedores de nêutrons. [BONDARENKO,1964]

| <b>Material</b>          | <b>Energia (Mev)</b> | <b><math>\sigma_t</math></b> | <b><math>\sigma_c</math></b> | <b><math>\sigma_{in}</math></b> | <b><math>\sigma_e</math></b> | <b><math>\xi</math></b> |
|--------------------------|----------------------|------------------------------|------------------------------|---------------------------------|------------------------------|-------------------------|
| Carbono (C)<br>(Grafita) | 4,0 – 6,5            | 1,45                         | 0,000                        | 0,08                            | 1,37                         | 0,138                   |
|                          | 2,5 – 4,0            | 2,00                         | 0,000                        | -----                           | 2,00                         | 0,155                   |
| Alumínio (Al)            | 4,0 – 6,5            | 2,20                         | 0,023                        | 0,75                            | 1,43                         | 0,0317                  |
|                          | 2,5 – 4,0            | 2,70                         | 0,002                        | 0,65                            | 2,05                         | 0,0391                  |
| Ferro (Fe)               | 4,0 – 6,5            | 3,80                         | 0,005                        | 1,35                            | 2,45                         | 0,0100                  |
|                          | 2,5 – 4,0            | 3,50                         | 0,002                        | 1,13                            | 2,37                         | 0,0196                  |
| Chumbo (Pb)              | 4,0 – 6,5            | 7,20                         | 0,000                        | 2,10                            | 5,10                         | 0,0023                  |
|                          | 2,5 – 4,0            | 7,50                         | 0,001                        | 1,23                            | 6,27                         | 0,0046                  |

Para validar a escolha do material dentre as opções da tabela III.2 e com base nos parâmetros fornecidos na literatura, realizou-se uma simulação com o código MCNP4b, para se obter a distribuição energética do fluxo de nêutrons no plano da imagem, emergentes de um colimador construído de paredes com diferentes tipos de material. As curvas representando cada distribuição energética do fluxo de nêutrons no plano da imagem são apresentadas na figura III.8. Para melhor visualização das curvas na faixa energética de interesse, efetuou-se um corte em 1,5 MeV.

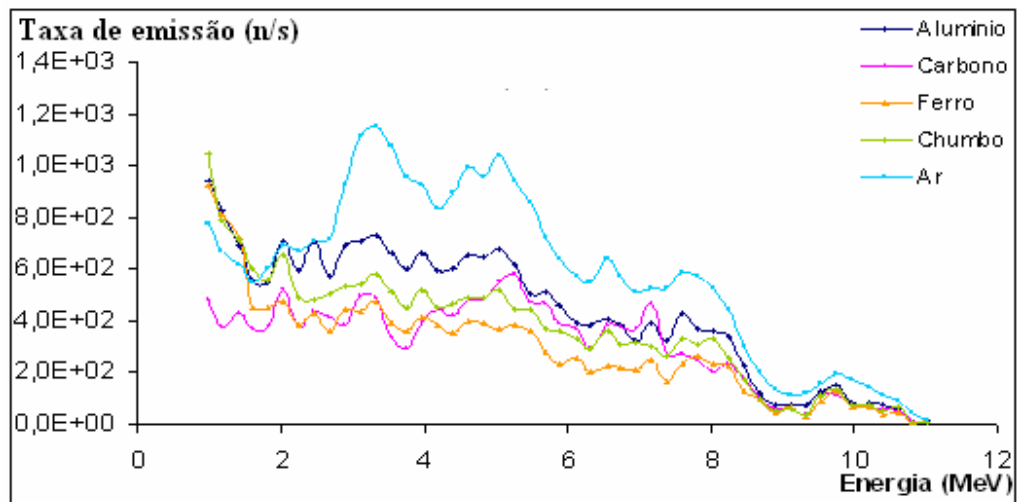


Figura III.8 – Taxa de emissão de nêutrons emergentes do colimador construído por diferentes materiais.

Levando-se em consideração os espectros dispostos na figura III.8, observa-se que o alumínio absorve menos os nêutrons, cujo o comportamento é representado pela curva (azul marinho) que corresponde ao fluxo mais alto no plano da imagem e na faixa de energia desejada, abaixo somente do ar, ou seja, sem colimação. Sendo o alumínio de fácil usinagem, manuseio (material leve), com grande oferta no mercado e de baixo custo, foi escolhido para a construção do colimador divergente, ainda que o espalhamento e moderação de alguns nêutrons pelo alumínio possam ocorrer.

Como os nêutrons espalhados podem reduzir a resolução da imagem neutrográfica, é conveniente capturá-los, alinhando-se o feixe neutrônico. Para tal, uma parte paralela, aderente às paredes do colimador foi revestida com um material absorvedor. Com base nas seções de choque de absorção apresentadas na tabela III.3 (lítio e boro), e utilizando materiais muito usados para este fim na neutrografia térmica (cádmio e gadolínio), simulações foram realizadas com o código MCNP4b, cujos resultados são apresentados na figura III.9.

Tabela III.3 – Materiais absorvedores de nêutrons.[BONDARENKO, I. I., 1964].

| Material                 | Energia (Mev) | $\sigma_t$ | $\sigma_c$ | $\sigma_{in}$ | $\sigma_e$ | $\xi$ |
|--------------------------|---------------|------------|------------|---------------|------------|-------|
| Lítio (Li <sup>6</sup> ) | 4,0 – 6,5     | 2,00       | 0,100      | 0,25          | 1,65       | 0,200 |
|                          | 2,5 – 4,0     | 1,90       | 0,160      | 0,08          | 1,66       | 0,234 |
| Boro (B)                 | 4,0 – 6,5     | 1,60       | 0,30       | 0,13          | 1,17       | 0,112 |
|                          | 2,5 – 4,0     | 1,90       | 0,25       | 0,06          | 1,59       | 0,128 |

As seções de choque  $\sigma$  são dadas em barn, e o livre caminho médio até a primeira interação com o material,  $\xi$ , em cm.

Na figura III.9, observa-se que tanto o boro como o cádmio são os materiais mais indicados para o alinhamento do feixe de nêutrons. Levando em consideração os dados apresentados na figura III.9 e pela facilidade de manuseio, fixação e usinagem será usado o cádmio nas paredes da parte paralela do colimador, este material, também apresenta uma boa disponibilidade no mercado à baixos custos.

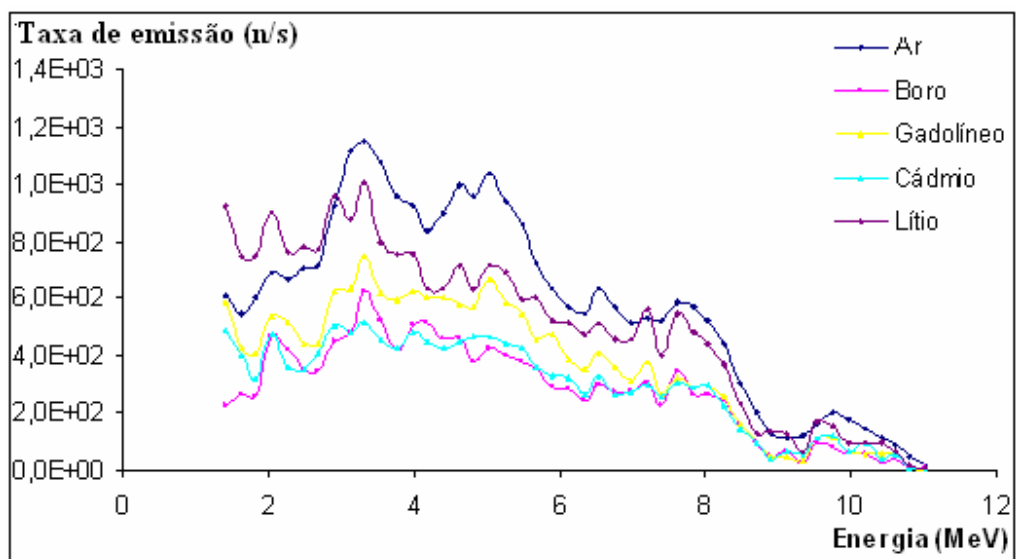


Figura III.9 – Espectro de nêutrons emergentes de um colimador revestido por diferentes materiais absorvedores.

A parte divergente do colimador permite uma área maior de inspeção radiográfica, devendo ser construída com material não absorvedor de nêutrons (alumínio), tendo seções quadradas na entrada e saída, resultando numa geometria de tronco de pirâmide.

A parte paralela do colimador, cujo objetivo é alinhar o feixe neutrônico, evitando que imagens difusas causadas pelos nêutrons espalhados se formem, pode ser móvel, podendo ser acoplada ou desacoplada, conforme o valor desejável de resolução da imagem neutrongráfica.

Dois parâmetros são essenciais na configuração de um sistema colimador, seu comprimento, L, e seu diâmetro de abertura, D. Conforme se descreveu no item II.5.3, a razão de colimação L/D define a resolução geométrica das imagens neutrongráficas, sendo o fluxo de nêutrons no plano da imagem dependente dessa razão. Para a escolha da razão L/D, realizou-se simulações com o código MCNP4b, considerando-se cinco configurações diferentes de colimadores. A figura III.10 mostra os espectros neutrônicos obtidos no plano da imagem para as diferentes configurações de L/D.

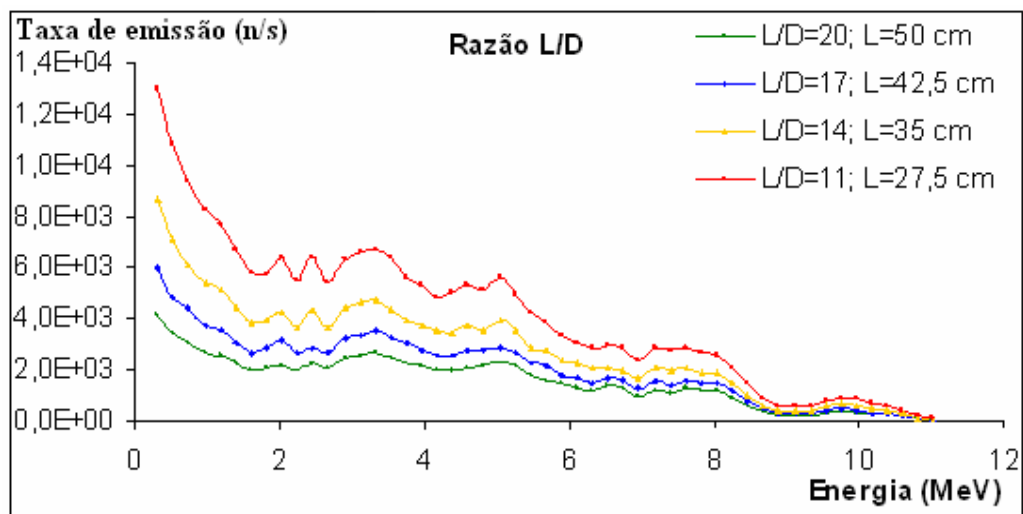


Figura III.10 – Espectros neutrônicos para diferentes razões de colimação, L/D.

Na figura III.10, as curvas representam as seguintes configurações de colimação:

- Em verde, a parte divergente do colimador é feita de alumínio e a parte paralela é revestida de cádmio, tendo o comprimento de 50 cm e o diâmetro de abertura de 2,5 cm, resultando numa razão L/D= 20.

- Em azul, a parte divergente do colimador é feita de alumínio e a parte paralela é revestida de cádmio, com o comprimento de 42,5 cm e o diâmetro de abertura de 2,5 cm, resultando numa razão  $L/D=17$ .

- Em amarelo, a parte divergente do colimador é feita de alumínio e a parte paralela revestida de cádmio, com o comprimento de 35 cm e o diâmetro de abertura de 2,5 cm, resultando numa razão  $L/D=14$ .

- Em vermelho, o colimador só tem a parte divergente feita de alumínio com o comprimento de 27,5 cm e o diâmetro de abertura de 2,5 cm, resultando em uma razão  $L/D=11$ .

Conforme se observa, o maior fluxo de nêutrons aparece na curva em vermelho, propiciando uma taxa de emissão na ordem de grandeza de  $10^4$  n/s, na faixa de energia entre 2 e 4 MeV porém, essa configuração resulta na menor razão de colimação  $L/D$ , ou seja, a menor resolução geométrica da NR.

Uma condição indispensável para se obter uma NR de boa qualidade é a de que a distribuição espacial do fluxo de nêutrons, no plano da imagem, seja homogêneo. Na figura III.11, observa-se que essa distribuição é praticamente constante, exceto para a razão  $L/D=11$ , onde se nota uma ligeira queda do fluxo de nêutrons nas extremidades. Isto de certa forma era esperado, visto que as distâncias relativas as dimensões de  $L$  estão mais próximas nas outras situações consideradas, ou seja, os nêutrons que chegam na borda, para uma razão de colimação  $L/D=11$ , terão que percorrer uma distância maior do que aqueles que chegam no centro.

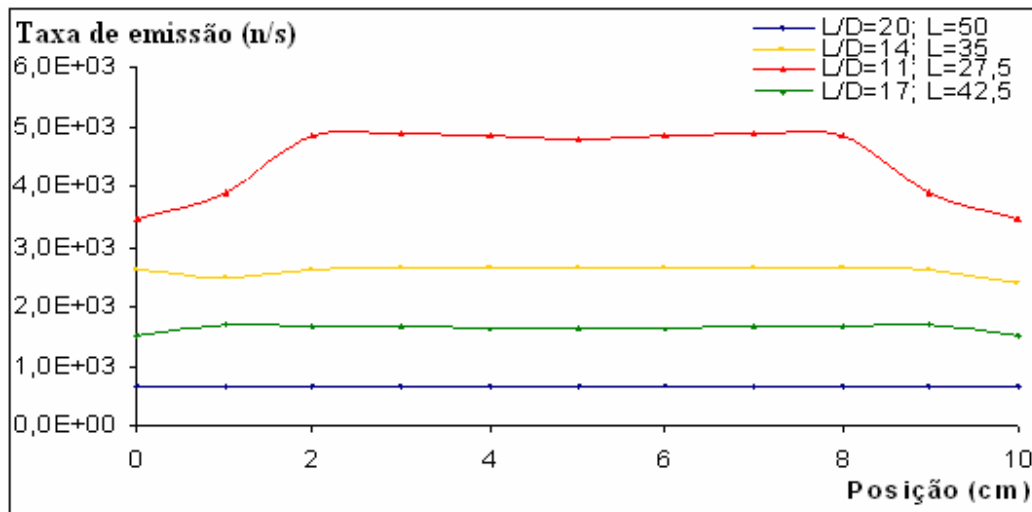


Figura III.11 – Distribuição espacial da taxa de emissão de nêutrons colimados no plano da imagem neutrongráfica, em diferentes razões de colimação,  $L/D$ .

A gaveta colimadora foi projetada numa composição de dois módulos de alumínio removíveis, um deles divergente e o outro paralelo com revestimento interno de cádmio, podendo-se dessa forma variar a razão  $L/D$ . O primeiro módulo com as dimensões apresentadas na figura III.12, foi projetado visando Neutrongrafias que exijam maior fluxo de nêutrons no plano da imagem, porém com razão  $L/D = 14$  pequena, o que acarreta uma resolução geométrica baixa. O segundo módulo, com as dimensões apresentadas na figura III.13, é do tipo paralelo e tem duas funções: a de aumentar a razão  $L/D$  de 14 para 20, melhorando a resolução geométrica da imagem, e a de alinhar o feixe neutrônico absorvendo os nêutrons difusos que, ao interagirem com as paredes do colimador, seriam desviados da direção primária e atingiriam o detector segundo outra direção, causando ruído na imagem esperada.



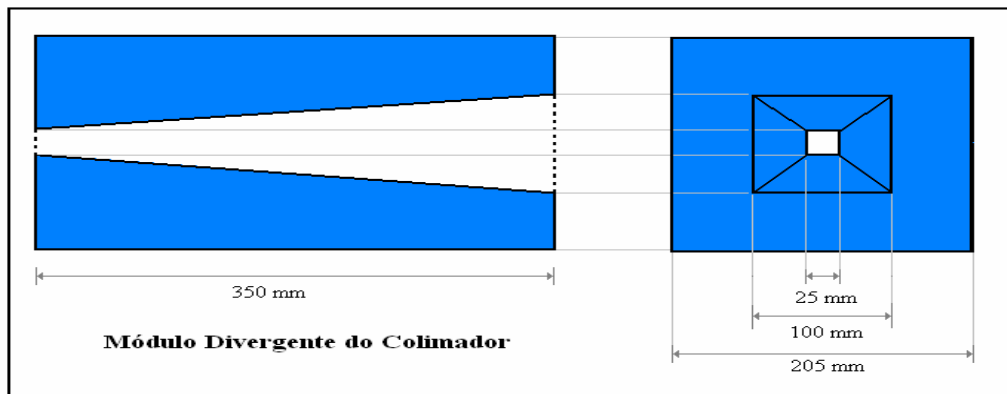


Figura III.12 – Módulo divergente do Colimador

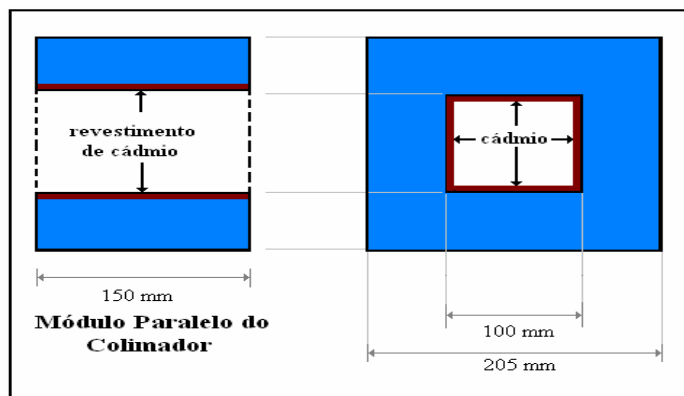


Figura III.13 – Módulo Paralelo do Colimador

### III.1.3 – Blindagem

Em atendimento ao regulamento técnico: nacional, CNEN NN – 3.01 e internacional, ICRP 60, que estabelecem  $25\mu\text{Sv/h}$  como limite de taxa de equivalente em dose, na superfície da blindagem do irradiador de nêutrons, estimou-se as taxas de equivalentes em doses, a 1 cm dessa superfície.

A determinação da espessura de blindagem para nêutrons rápidos envolve três principais etapas: moderação dos nêutrons rápidos, captura dos nêutrons termalizados e absorção do feixe de radiação gama oriunda da fonte de Am/Be (feixe primário) e daquela gerada pelas reações dos nêutrons com o material empregado para o encapsulamento da fonte e com o material moderador, que originam o feixe secundário.

Com relação à moderação, três materiais são largamente utilizados e citados na literatura: parafina ( $C_{25}H_{52}$ ), polietileno de alta densidade ( $C_2H_4$ ) e a água leve ( $H_2O$ ), cujas propriedades químicas, físicas e nucleares encontram-se apresentadas na tabela III.4. Para esses materiais, os fluxos de nêutrons emergentes do moderador comportam-se de maneira similar, por possuírem concentração de hidrogênio próximas [RAMOS, 2004].

Na tabela III.4,  $\eta$  representa o número médio de colisões sofridas pelo nêutron para que sua energia decresça de 4,5 MeV a 0,025 eV, isto é, número médio estimado de colisões necessárias para termalização dos nêutrons oriundos da fonte de  $^{241}Am/Be$ .

Tabela III.4 – Propriedades dos materiais moderadores [RAMOS, 2004]

| Material                      | Composição                      | $\rho$ (g/cm <sup>3</sup> ) | $\xi$ | $\eta$ | $\xi\Sigma_s$ (cm <sup>-1</sup> ) | $R_m = \xi\Sigma_s / \Sigma_a$ |
|-------------------------------|---------------------------------|-----------------------------|-------|--------|-----------------------------------|--------------------------------|
| Água leve                     | H <sub>2</sub> O                | 1,0                         | 0,920 | 21     | 1,35                              | 71                             |
| Parafina                      | C <sub>25</sub> H <sub>52</sub> | 0,89                        | 0,917 | 21     | 1,69                              | 64                             |
| Polietileno de alta densidade | C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>   | 0,98                        | 0,914 | 21     | 1,80                              | 64                             |

Na figura III.14, são apresentadas as taxas de equivalente em dose normalizadas estimadas referentes aos raios  $\gamma$  secundários (fótons de até 4,44 MeV), emergentes do encapsulamento cilíndrico da fonte de  $^{241}Am-Be$  em aço inoxidável. A atividade de 185 GBq, corresponde a uma taxa de emissão  $7,7 \times 10^6$  raios gama/s [AMERSHAM, 76/77], sendo suficientes 12,5 cm de polietileno borado ou parafina borada para que a taxa de equivalente em dose, a 1 cm da superfície externa da blindagem, não exceda ao limite estabelecido pelo regulamento técnico da CNEN-NN-3.01.

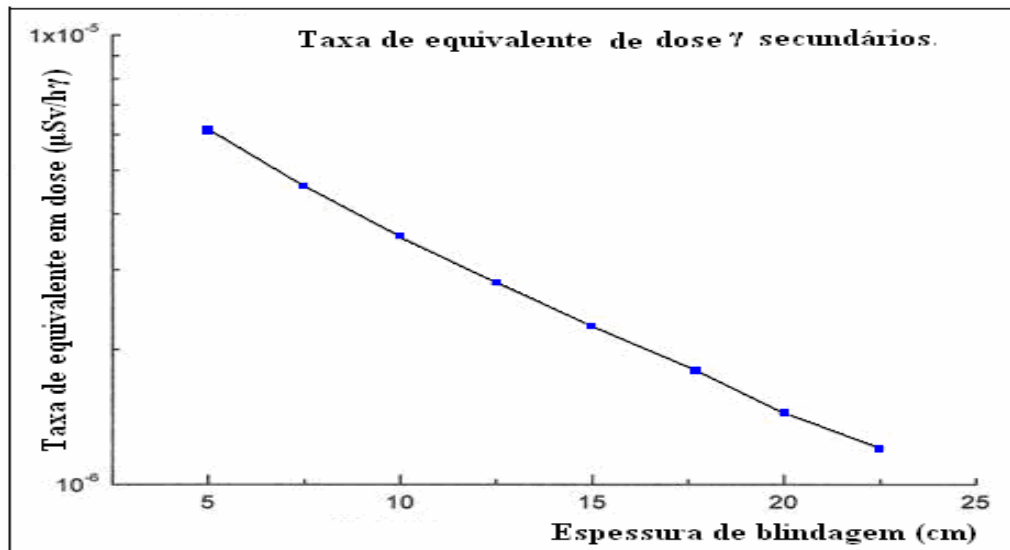


Figura III.14 – Taxas de equivalente de dose normalizadas devido aos raios  $\gamma$  secundários emergentes do encapsulamento cilíndrico da fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$ , em aço inox [RAMOS, 2004].

Na figura III.15, observa-se a distribuição das taxas de equivalente em dose normalizadas devido aos fótons (raios X e raios  $\gamma$ ) provenientes da emissão espontânea do  $^{241}\text{Am}$ , radiação primária, em função da espessura de blindagem. Para uma taxa de emissão de  $7,7 \times 10^{10}$  fótons/s [AMERSHAM, 76/77], segundo espectro apresentado na seção II.5.1, a espessura de 12,5 cm de polietileno (ou parafina) borado, numa concentração de 5% de boro, será suficiente para que a taxa de dose equivalente, a 1 cm da superfície externa da blindagem, não exceda ao limite recomendado de  $25 \mu\text{Sv/h}$ .

Em relação aos nêutrons, observa-se, na figura III.16, que a distribuição das taxas de dose decresce rapidamente até cerca de 23 cm de espessura de parafina borada, decrescendo mais suavemente depois. Além das taxas de doses dos nêutrons, as decorrentes da radiação- $\gamma$  secundária, oriunda das interações dos nêutrons com o material da blindagem (parafina borada) devem ser consideradas, sendo que as taxas equivalente em dose totais não devem exceder o valor de  $25 \mu\text{Sv/h}$ . A figura III.16 mostra as curvas de taxas de equivalente de dose, calculadas com o código MCNP4b, correspondentes aos dois tipos de radiação, em função da espessura de parafina borada.

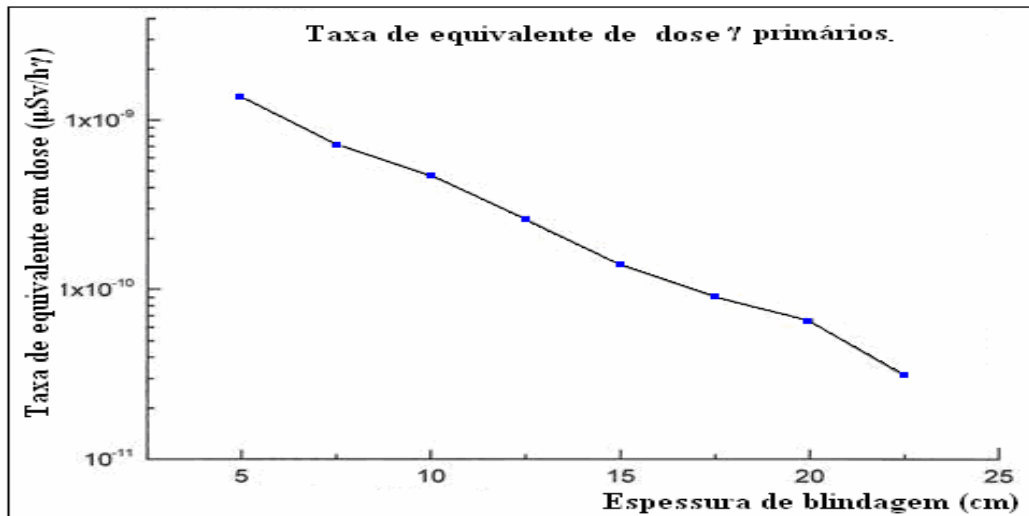


Figura III.15 – Taxas de equivalente de dose normalizadas devido aos fótons provenientes da emissão espontânea pelo  $^{241}\text{Am}$  [RAMOS, 2004].

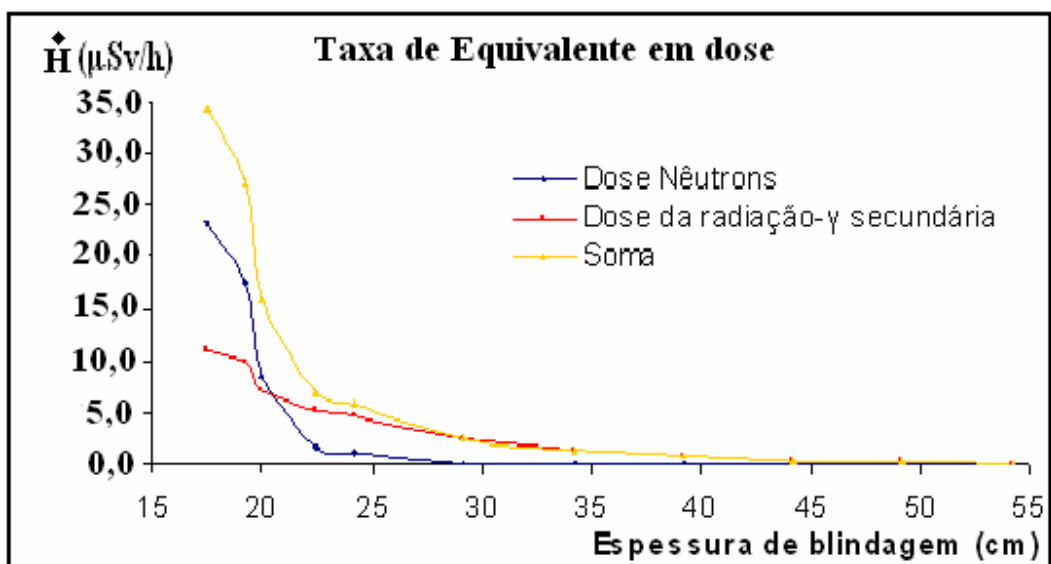


Figura III.16 – Taxas de equivalente de dose calculadas devido aos nêutrons emitidos pela fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  e aos gamas secundários provenientes da interação dos nêutrons com a parafina borada.

Para se estimar a taxa de equivalente de dose total devido a atividade de 185 GBq da fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$ , a 1 cm da superfície externa do cilindro de blindagem, procedeu-se da seguinte forma:

1) multiplicou-se a taxa de equivalente de dose devido aos raios- $\gamma$  secundários emergentes do encapsulamento cilíndrico da fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  em aço inoxidável (figura III.14), relativa a uma determinada espessura de blindagem, pelo número de raios  $\gamma$ , emitidos pela fonte,  $7,7 \times 10^6$  raios  $\gamma/s$ ;

2) multiplicou-se a taxa de equivalente de dose devido aos raios  $\gamma$  emitidos pelo  $^{241}\text{Am}$ , raios  $\gamma$  primários, (figura III.15), relativa a mesma espessura de blindagem, pela respectiva taxa de emissão de raios  $\gamma$  provenientes do decaimento,  $6,6 \times 10^{10}$  raios  $\gamma/s$ ;

3) somou-se os resultados obtidos em (1) e (2) com as taxas de equivalente de dose devido aos nêutrons originários da fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  e as relativas aos gamas secundários originários da interação dos nêutrons com a parafina borada (figura III.16) para uma mesma espessura de blindagem.

As estimativas de equivalente de dose total, a 1 cm da superfície externa do irradiador, em função das espessuras de blindagem, encontram-se dispostas na tabela III.5.

Tabela III.5 – Estimativas das taxas de equivalente de dose total ( $\mu\text{Sv/h}$ ), em função das espessuras de blindagem.

| Espessura | Nêutrons | Raios $\gamma$ (n, $\gamma$ )* | Raios $\gamma$ (n, $\gamma$ )** | Raios $\gamma$ *** | Total |
|-----------|----------|--------------------------------|---------------------------------|--------------------|-------|
| 17,5 cm   | 23,3     | 11,0                           | 13,8                            | 5,9                | 54,0  |
| 20,0 cm   | 8,63     | 7,27                           | 11,1                            | 4,3                | 31,3  |
| 22,5 cm   | 1,59     | 5,22                           | 9,3                             | 2,0                | 18,1  |

\* Raios  $\gamma$  secundários originados na parafina e parafina borada.

\*\* Raios  $\gamma$  secundários originados no encapsulamento de aço inoxidável.

\*\*\* Raios  $\gamma$  primários originários da emissão espontânea do  $^{241}\text{Am}$ .

A blindagem para o irradiador de nêutrons visou possibilitar mobilidade do sistema neutrongráfico, que poderá ser deslocado para ambientes específicos, sem oferecer riscos para os trabalhadores, já que os limites de dose foram respeitados. Os três materiais mais usados na blindagem de nêutrons são: composição aquosa ( $\text{H}_2\text{O}$ ) com um absorvedor, o polietileno (alta densidade) borado e parafina borada, que têm características semelhantes como blindadores de nêutrons. A parafina, o polietileno e água moderam a energia dos nêutrons e o boro absorve-os quando atingem a energia térmica. Neste trabalho, o primeiro

aparato de blindagem estudado foi uma composição de parafina borada, com 5% de boro. Esta escolha deve-se a: eficiência, disponibilidade e custo do material.

Pelos cálculos realizados com o código MCNP4b, 22,5 cm de parafina borada foi suficiente para blindar (tabela III.5) os gamas primários oriundos da emissão do  $^{241}\text{Am}$ , os gamas originários da interação dos nêutrons com o encapsulamento da fonte (cilindro de aço inoxidável), os gamas secundários originários da interação dos nêutrons com a parafina borada e os nêutrons oriundos da fonte de Am-Be. Sendo assim, a espessura do sistema de blindagem, constituído de moderador (parafina pura) e blindagem propriamente dita (parafina borada à 5%) resultou em 37,5 cm em todas as direções, conforme área mostrada em amarelo, na figura III.17. Ainda nesta figura pode-se observar na área assinalada pela cor azul, a gaveta colimadora móvel, que foi construída em módulos para possibilitar a variação da razão L/D, e um canal (linha seccionada em azul), que permite o posicionamento e o recolhimento da fonte, como mostrado em vermelho e preto, bem no centro do irradiador. Toda a região em azul forma a estrutura externa do irradiador de nêutrons estruturado externamente em alumínio.

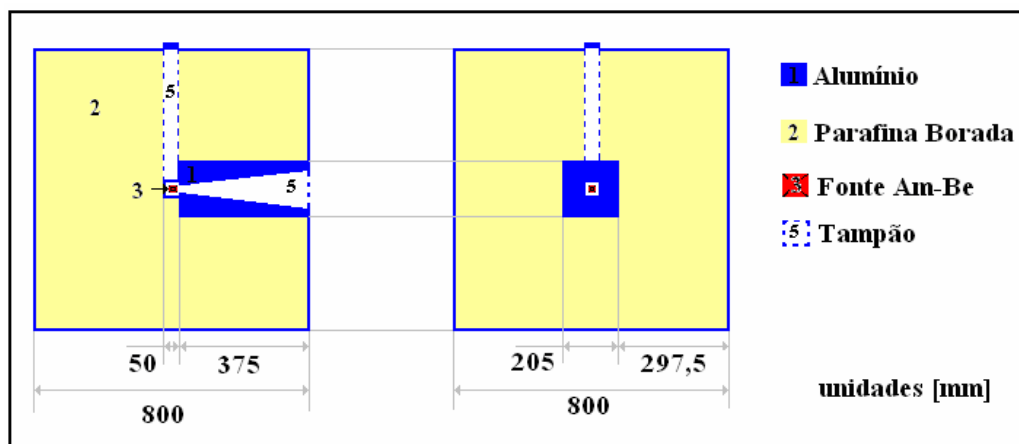
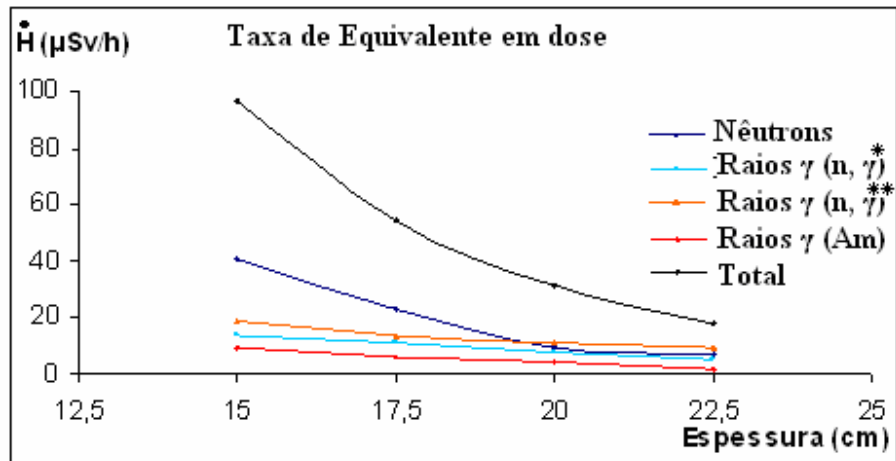


Figura III.17 – Desenho esquemático da blindagem do Irradiador de nêutrons.

Com o objetivo de diminuir as dimensões do sistema de blindagem, novas simulações foram realizados, usando o código MCNP. A otimização do sistema de blindagem para a fonte de Am/Be foi proposta alterando-se alguns parâmetros descritos a seguir. A figura III.18 mostra como a taxa de equivalente em dose varia, em função da espessura de parafina borada.



\* Gamas secundários providos do encapsulamento da fonte.

\*\* Gamas secundários providos da parafina e parafina borada.

Figura III.18 – Taxa de equivalente de dose em função da espessura de parafina borada.

O primeiro parâmetro que se variou foi a concentração de boro na parafina. A figura III.19 mostra o comportamento da Taxa de equivalente de dose à medida que se aumenta a concentração de boro, se manteve a espessura de moderação (parafina pura) em 15 cm e a espessura de blindagem (parafina borada) em 17,5 cm. A melhor concentração de boro na parafina para a configuração descrita foi de 20% para a qual a taxa de equivalente de dose de nêutrons se estabiliza.

Outro parâmetro que se mostrou eficaz na diminuição das dimensões do aparato de blindagem foi o incremento de uma camada de ferro capaz de bloquear a radiação gama. A figura III.20 mostra a variação da Taxa de equivalente de dose em função da espessura de ferro acrescentada à configuração de blindagem. A espessura de moderação (parafina pura) foi mantida em 15 cm e a espessura da blindagem, Ferro e parafina borada a 20%, manteve-se em 17,5 cm. A espessura de ferro que resultou adequada ao bloqueio da radiação  $\gamma$  foi de 2 cm. Espessuras maiores até têm poder maior de blindagem, mas aumentam consideravelmente o peso do irradiador de nêutrons.

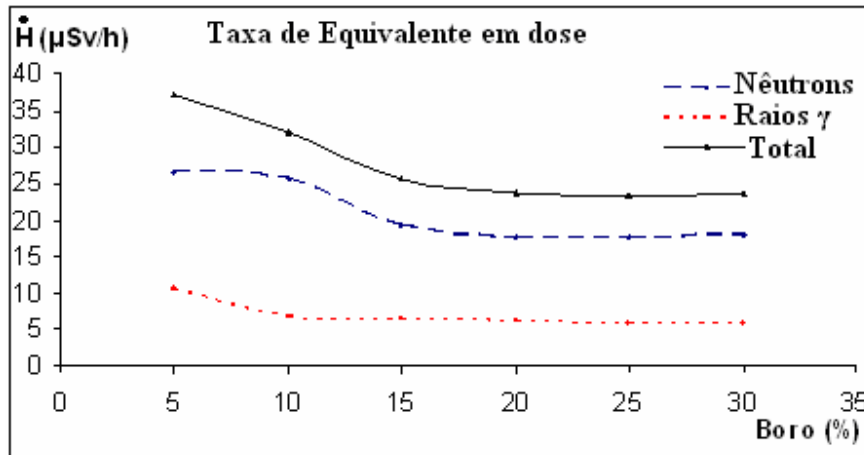


Figura III.19 – Variação da Taxa de equivalente de dose, em função da porcentagem de concentração de boro na parafina borada.

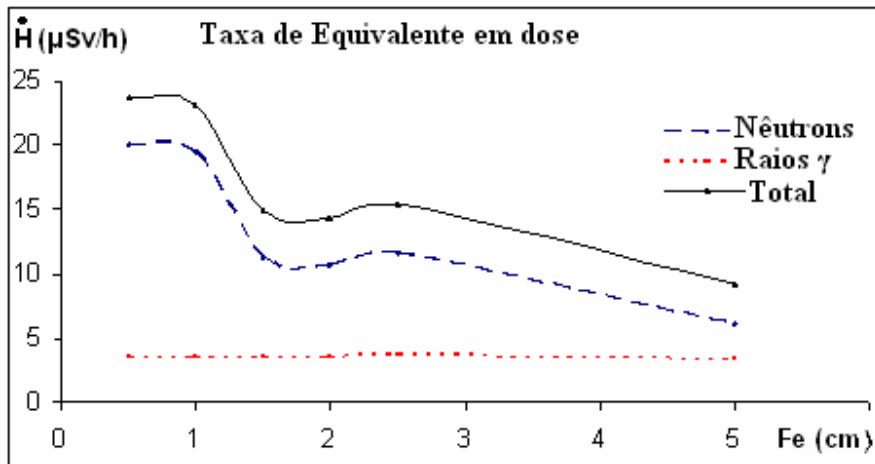


Figura III.20 – Variação da Taxa de equivalente de dose, em função da espessura de ferro adicionada na blindagem

Pelos cálculos a configuração final do aparato de blindagem para o irradiador de nêutrons dotado de uma fonte de Am/Be com 5 Ci de atividade como ilustra a figura III.21, de 15 cm de espessura do moderador de parafina, região assinalada em amarelo claro; 2 cm de espessura de ferro (em verde); 15,5 cm espessura de parafina borada a 20% (em amarelo ouro). A espessura total do aparato de blindagem, levando-se em consideração a espessura das paredes estruturais de alumínio (aproximadamente 0,5 cm), resultou em 33,0 cm.



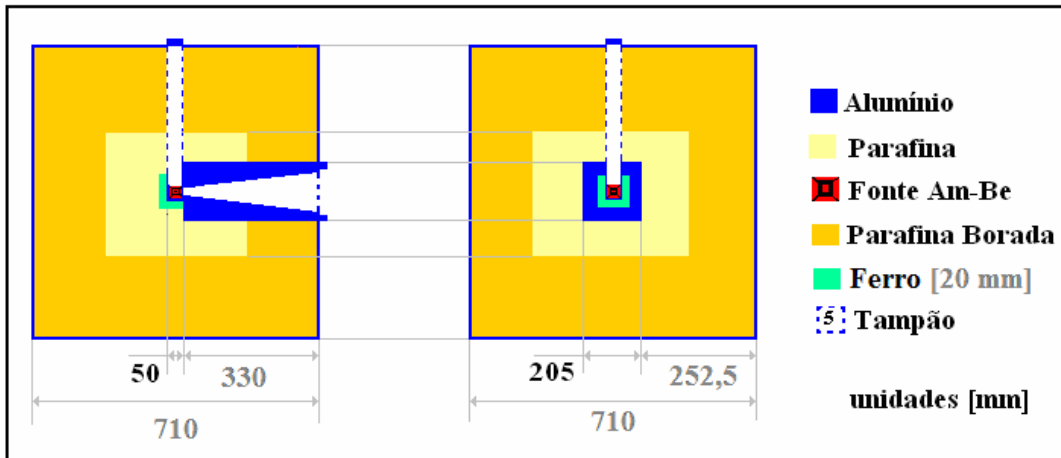


Figura III.21 – Configuração final da blindagem para o irradiador de nêutrons dotado de uma fonte de Am/Be com 5 Ci de atividade.

A distribuição da taxa de equivalente em dose, a 1cm da superfície externa do irradiador, conforme simulação com o código MCNP, pode ser observada na figura III.22 prevê ainda contribuições da radiação gama originária da reação nêutrons material do encapsulador de 5,8  $\mu\text{Sv/h}$  e 0,29  $\mu\text{Sv/h}$  dos fótons ( $^{241}\text{Am}$ ) [RAMOS, 2004], gerando a taxa de equivalente em dose total de 20,36  $\mu\text{Sv/h}$ , como pode ser observado na coluna total no gráfico da figura III.22.

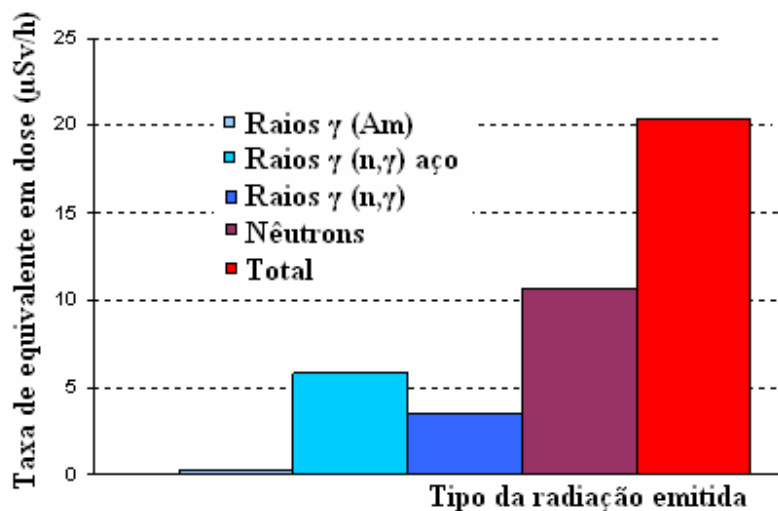


Figura III.22 – Distribuição da Taxa de equivalente de dose calculada pelo código computacional MCNP, em função das emissões de nêutrons e raios  $\gamma$ .

### III. 1.4 – Projeto do Irradiador de Nêutrons

A configuração final do irradiador para NR com nêutrons rápidos encontra-se representada na figura III.23. A estrutura do irradiador foi confeccionada em alumínio e a mesa suporte feita sobre rodas e acoplada ao irradiador foi feita em ferro, permitindo sua mobilidade e portabilidade.

Além da estrutura do Irradiador observa-se uma mesa auxiliar acoplada ao irradiador que serve de suporte para as amostras a serem neutrongrafadas e para o sistema de imageamento essa mesa também foi construída em ferro e sobre rodas.

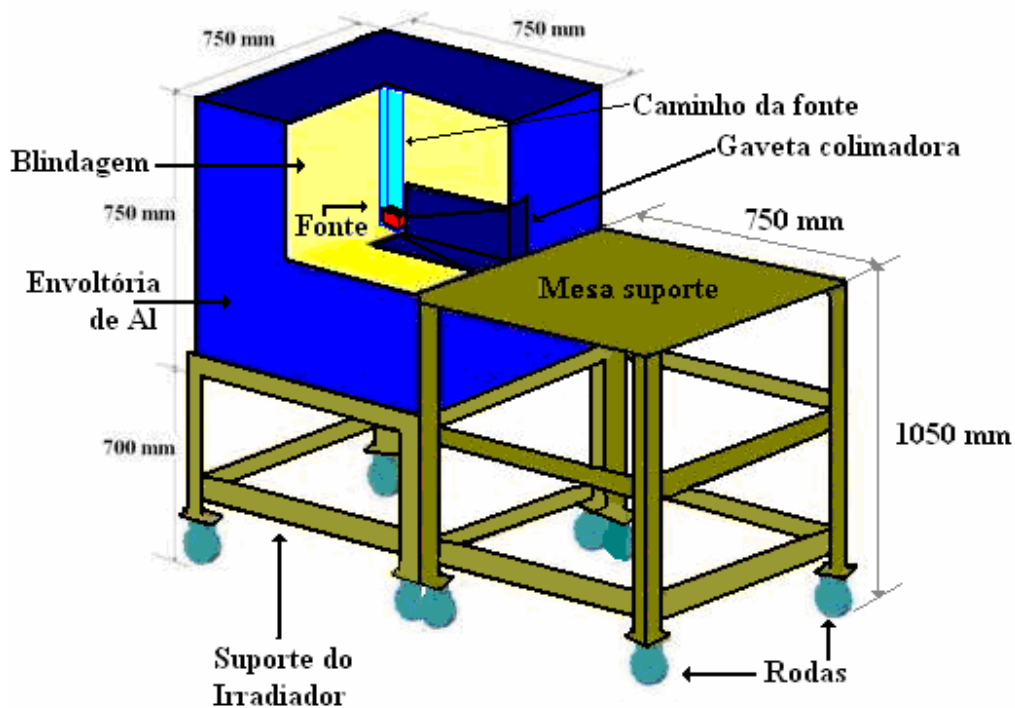


Figura III.23– Configuração final do Irradiador para NR com nêutrons rápidos.

A construção do irradiador híbrido capaz de fornecer feixes de nêutrons rápidos e térmicos permitirá a realização de Ensaio Não-Destrutivo de amostras de espessura e materiais diversos pela técnica neutrongráfica, no Laboratório de Neutrongrafia em Tempo Real do Programa de Engenharia Nuclear (LNRTR/PEN/COPPE/UFRJ).

O Sistema Neutrongráfico proposto é de pequeno porte, fácil manuseio e relativamente econômico. Além disso é móvel podendo ser transportado até o local onde se

encontra o corpo de prova. Embora forneça um baixo fluxo, foi projetado de forma a se obter NR com nêutrons rápidos com a melhor resolução possível e pode ser usado visando o controle de qualidade de amostras, no que concerne a detecção de defeitos tais como trincas e incrustações.

### III.2 – Construção do Irradiador de Nêutrons.

A construção do aparato experimental exigiu a confecção da estrutura externa de suporte do módulo da gaveta colimadora, dos aparatos de blindagem e do sistema de inserção e retirada e gaveta tampão do Irradiador de nêutrons.

#### III.2.1 – Estrutura externa de suporte do Irradiador de Nêutrons.

Para montagem da estrutura externa do Irradiador de Nêutrons e das mesas suportes, os seguintes materiais foram usados:

- 2 folhas de aço com 2m de comprimento, 1m de largura e 4 mm de espessura;
- 2 folhas de alumínio com 2m de comprimento, 1m de largura e 2,5 mm de espessura;
- 2 tubos de aço com 4m de comprimento;
- 200 g de rebite pop;
- ferro de solda;
- 8 rodas com 100 mm de diâmetro.

O parâmetro de mérito a se considerar na confecção da mesa suporte foi o peso total do Irradiador de nêutrons. A blindagem composta de parafina, ferro e parafina borada ocupou um volume em torno  $400 \text{ cm}^3$  que corresponde a quase 400 Kg. Pesos adicionais correspondentes a estrutura de alumínio, a gaveta colimadora e à própria mesa suporte conduziram ao peso final estimado em quase 500 Kg.

As três figuras seguintes referem-se a diferentes perspectivas da estrutura de alumínio do Irradiador de Nêutrons. Na figura III.24, observa-se a vista panorâmica

superior; na figura III.25, a vista frontal; e, na figura III.26, se pode visualizar os lados esquerdo e frontal, juntamente com a mesa suporte.



Figura III.24 – Estrutura do Irradiador de nêutrons: vista panorâmica superior da caixa de alumínio.



Figura III.25 – Estrutura do Irradiador de nêutrons: vista frontal da caixa de alumínio.



Figura III.26 – Estrutura do Irradiador de nêutrons: vista de perspectiva.

### III. 2.2 – Gaveta Colimadora

A confecção do módulo com a gaveta colimadora demandou uma tarefa mais detalhada e demorada. Em formato de um tronco de pirâmide o processo de dobraduras nas dimensões estimadas exige um controle severo para que as seções, ao longo do comprimento, mantendo-se quadradas, sem alterar o ângulo de divergência do feixe canalizado. Na construção da gaveta colimadora, vista de diversos ângulos na figura III.27, foram utilizados os seguintes materiais: 1 folha quadrada de alumínio, com dimensões de 1 m de lado e 4 mm de espessura; solda específica de alumínio.

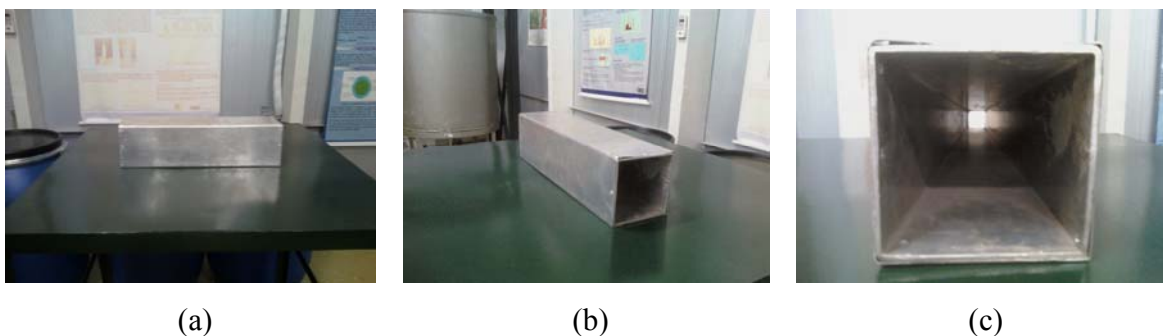


Figura III.27 – Gaveta colimadora: (a) vista lateral; (b) em perspectiva; (c) vista frontal.

### III. 2.3 – Blindagem

A blindagem foi composta de três camadas de materiais com propriedades de moderação e absorção de radiações nêutrons e gamas, a saber: 1) parafina ao redor da fonte num raio de 15 cm, 2) placas de ferro de 2 cm ao redor da fonte e 3) parafina borada a 20% até encher a caixa estrutural de alumínio do irradiador. Os materiais utilizados foram:

- 240 litros de parafina borada na concentração de 20%;
- 6 chapas de ferro, com as dimensões de 14 cm de largura por 14 cm de comprimento e 2 cm de espessura;
- 40 litros de parafina.

Nesta etapa da construção, o principal cuidado deveu-se ao preenchimento da caixa estrutural de alumínio do irradiador. A parafina e a parafina borada foram compradas em blocos cilíndricos compactados de 25 litros. Para o preenchimento do irradiador de maneira homogênea optou-se pela utilização de blocos menores, ou seja, procedeu-se ao corte em blocos menores, em forma de paralelepípedos. Os vazios nas interfaces entre blocos foram preenchidos com parafina borada derretida, de forma que, após o resfriamento os blocos se soldassem formando um único bloco.

Na figura III. 28, as fotos ilustram a metodologia adotada para o preenchimento com parafina e parafina borada da blindagem do Irradiador de Nêutrons, de forma compacta e homogênea.



(a)



(b)



(c)



(d)



(e)



(f)

Figura III.28 – (a) Tamborettes de parafina; (b) Corte de blocos menores de parafina; (c) Preenchimento da caixa de alumínio com parafina, mostrando os espaços entre blocos a serem preenchidos com parafina líquida; (d) Derretimento da parafina; (e) Preenchimento das juntas; (f) Bloco único.

### III.2.4 – Aparato de inserção/suspensão da fonte $^{241}\text{Am-Be}$

A fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  do Laboratório de Nêutrons - LN/IRD é guiada por um cabo de aço engatado a um copo de alumínio, de modo a facilitar sua entrada e saída da fonte do Irradiador de Nêutrons. O copo de alumínio tem volume interno ajustado ao da fonte. Para ser posicionada até ao centro geométrico do Irradiador de Nêutrons, um cabo guia engatado ao copo de alumínio é fixado na abertura superior do Irradiador de Nêutrons [LEITE, 2010]. O aparato de inserção/suspensão e proteção da fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  pode ser visualizado na figura III.29.

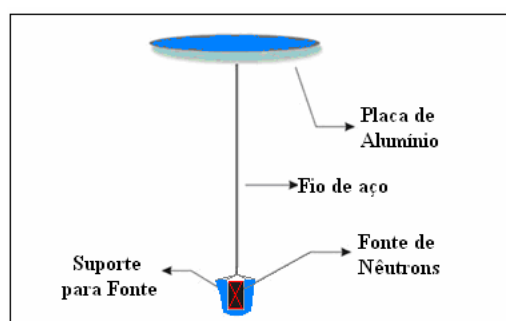


Figura III.29 – Representação esquemática do aparato de inserção/suspensão e proteção da fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$ .

### III.2.5 – O Irradiador para NR com nêutrons rápidos

O Irradiador para neutrografias com nêutrons rápidos e térmicos como um todo, posicionado sobre a mesa suporte, é exibido nas fotos apresentadas na figura III.30, devidamente sinalizado com adesivos indicativos de risco de irradiação externa com o símbolo internacional de advertência da presença de radiação.





(a)

(b)

(c)

Figuras III.30 – Irradiador para NR com nêutrons rápidos: (a) visão global; (b) Vista superior-frontal; (c) Vista em perspectiva dele sobre a mesa suporte acoplado à mesa auxiliar, ambos sobre rodas.

### III.3 – Corpos de Prova

Para a caracterização de um Sistema de Imageamento, é de fundamental importância a identificação dos materiais que constituem o corpo de prova. Para tal, as imagens obtidas com o Sistema de Imageamento neutrongráfico devem ser qualificadas, de modo a fornecerem as informações adequadas relativas à atenuação do feixe de nêutrons, quando atravessam a amostra (corpo de prova) [FERREIRA, 2003].

A Norma ASTM-E-1441-95 [ASTM-E-1441-95, 1996] propõe um método para determinação qualitativa e quantitativa de uma radiografia com nêutrons pelo método direto. As Neutronografias podem ser avaliadas em termos do nível da qualidade da imagem obtida, por exame visual, feito normalmente com o auxílio de um Indicador de Resolução Visual (IRV), e quantitativamente, por Indicadores de Qualidade de Imagem (IQI), que incluem o Indicador de Pureza de Feixe (IPF) [ASTM-E-545-91, 1991] e o Indicador de Sensibilidade (IS). O julgamento da qualidade neutrongráfica baseia-se na análise das imagens desses indicadores obtidas para um sistema de irradiação, com um sistema de registro de imagem específico, (filme radiográfico e tela conversora) [DOMANUS, 1992].

Segundo a norma ASTM-E-545-91 [ASTM-E-545-91, 1991], o IPF foi projetado para fornecer informações referentes ao feixe de nêutrons. Os parâmetros calculados do sistema de detecção da imagem que atribuem dados relativos à exposição do registrador e, desse modo, afetam a qualidade global da imagem são obtidos pela análise do IPF.

O IPF utilizado foi construído segundo as recomendações da Norma ASTM e 545-91. Confeccionado em um bloco de teflon com seção quadrada de  $645,16 \text{ mm}^2$  e  $8 \text{ mm}$  de espessura, tendo um furo centralizado de  $15,9 \text{ mm}$  de diâmetro, contendo ainda dois discos de chumbo (Pb) 99,999% puro, dois discos cerâmicos de nitreto de boro (BN), todos com  $2 \text{ mm}$  de diâmetro e duas barras cilíndricas de cádmio (Cd), 99,999 % puro, com  $0,64 \text{ mm}$  de diâmetro e  $12 \text{ mm}$  de comprimento, dispostos conforme apresentado nas Figuras III.31.

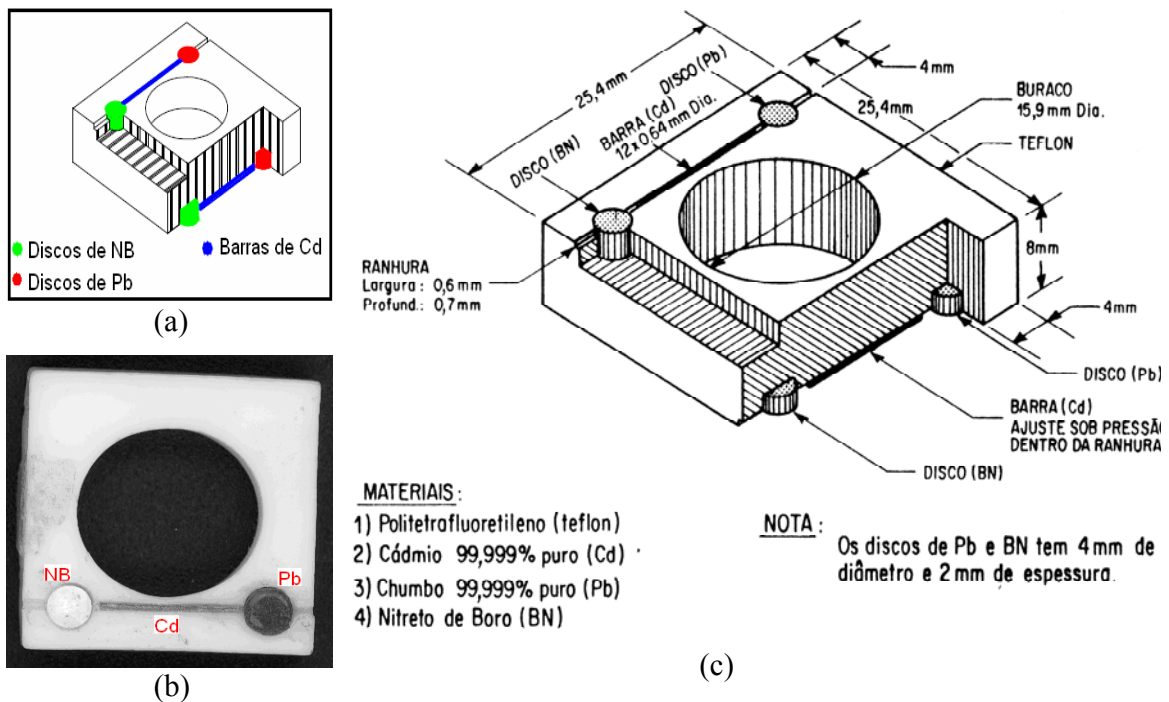


Figura III.31 – (a) Desenho em perspectiva do Indicador de Pureza de Feixe (IPF), [FERREIRA, 2003]; (b) Foto do Indicador de Pureza de Feixe (IPF); (c) Projeto original do Indicador de Pureza de Feixe (IPF) do LNRTR [CRISPIM, 1993].

De acordo com a Norma ASTM e 545-91, os conteúdos percentuais dos parâmetros que influenciam a qualidade do feixe neutrônico podem ser estimados com base nas medidas densitométricas, nas áreas do IPF anteriormente identificadas. Elas permitem

determinar, quantitativamente, o contraste radiográfico, a nitidez da imagem, informações sobre o filme e a qualidade da revelação. Por recomendação da Norma, o IPF deve ser posicionado sobre o chassi radiográfico na direção frontal ao feixe de nêutrons e de raios  $\gamma$ .

Embora a Norma não considere o emprego de detectores sólidos de traços nucleares, pois este detector não se sensibiliza por radiação  $\gamma$ , o IPF também servirá de corpo de provas para as FNR usando uma placa de CR-39 para registro das imagens,

O IRV utilizado foi construído segundo os critérios estabelecidos pela norma ASTM-E-1025-84 [ASTM-E-1025-84, 1981], para a qualificação da imagem radiográfica, confeccionado em chapa de cádmio com 0,5 mm de espessura, com orifícios de 250  $\mu\text{m}$ , 500  $\mu\text{m}$  e 1,00 mm de diâmetro, espaçados com distâncias iguais aos diâmetros podem ser visualizados em termos de seu desenho esquemático e foto, respectivamente, nas figuras III.32 (a) e (b).

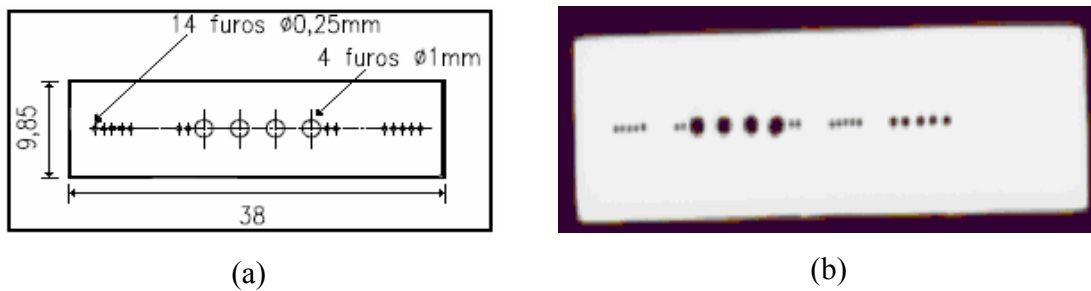


Figura III.32 – Indicador de Resolução Visual (IRV): (a) Desenho esquemático (b) Imagem foto gráfica [FERREIRA, 2003].

Os corpos de provas, IPF e IRV foram fixados sobre uma lâmina de CR-39 e também sobre um chassi radiográfico, previamente alimentados com filme e tela conversora de modo a se reduzir o efeito conhecido como “*geometric unsharpness*”, que significa indefinição geométrica, representada por uma penumbra na imagem neutronográfica decorrente do espalhamento de nêutrons, conforme se descreveu no item II.5.3. A figura III.33 mostra o IPF e o IRV fixados: (a) sobre uma placa de CR-39 e (b) sobre um chassi radiográfico, prontos para serem submetidos ao feixe provindo do Irradiador de Nêutrons.



(a)



(b)

Figura III.33 – Os indicadores de qualidade, IPF e IRV usados como corpos de provas, fixados: (a) na lâmina de CR-39 e (b) no chassi radiográfico.

## CAPÍTULO IV

### RESULTADOS

#### IV.1 – Taxa de equivalente de dose experimental

Para se corroborar as taxas de equivalente em dose estimadas na superfície da blindagem do Irradiador de nêutrons, efetuou-se medidas a 1 cm da superfície externa dele, segundo arranjo experimental descrito na metodologia. Esta medida é extremamente importante para a segurança do operador do sistema, como estipulado pelo regulamento técnico da CNEN NN-3.01 apresentada no item III.1.3.

A medida do equivalente de dose será o parâmetro de mérito a se considerar para se definir a confiabilidade do sistema projetado e construído que originou o Irradiador de Nêutrons, em termos de proteção radiológica.

As medidas de equivalente de dose ao redor do sistema, dotado de uma fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  com atividade de 5 Ci, foram fornecidas pelo monitor Thermo Eberline ESM (Erlangen, Germany), FH40GL, com detector FHT752, Z- que permite medir taxas de dose da radiação  $\gamma$  entre 1 nSv/h à 100 mSv/h. O módulo acoplado Thermo Eberline ESM (Erlangen, Germany), Nr 42294/20, F-Nr 0255, FHT752, fornece as taxas de dose devido aos nêutrons, no intervalo de 0,1 nSv/h a 400 mSv/h.

As Tabelas IV.1 e IV.2 apresentam as medidas de equivalente em dose com o Irradiador de Nêutrons em operação, considerando-se já inclusas as contribuições decorrentes da radiação de fundo (*Back Graund* - BG) que, para nêutrons, atingiram o valor de 3 nSv/h e, para a radiação gama, 4,10 nSv/h. Essas medições foram feitas em diferentes pontos da sala de Baixo Espalhamento do Laboratório de Nêutrons, LN/IRD/CNEN.

As medidas relacionadas às faces do Irradiador de Nêutrons, assinaladas como frontal, lado esquerdo (lado E), lado direito (lado D) e traseiro, nas Tabelas IV.1 e IV.2, dizem respeito ao posicionamento do monitor, ao se efetuar o monitoramento radiométrico. A face frontal corresponde ao lado onde se encontra a gaveta colimadora, na qual está o

canal de irradiação, por onde se extrai o feixe neutrônico rápido e que deve ser fechada com a gaveta tampão sempre que estiver dotado da fonte de Am-Be e não estiver realizando NR.

Quando o Irradiador de nêutrons estiver sendo operado realizando NR a área deve ser considerada como controlada.

Tabela IV.1 – Taxas de equivalente de dose medidas, referentes à radiação gama ( $\mu\text{Sv/h}$ ), nas faces do Irradiador de Nêutrons.

| <b>Medidas</b> | <b>1</b> | <b>2</b> | <b>3</b> | <b>4</b> | <b>5</b> | <b>6</b> | <b>7</b> | <b>8</b> | <b>9</b> | <b>10</b> | <b>M</b> |
|----------------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|-----------|----------|
| Frontal        | 69,0     | 68,2     | 70,1     | 81,1     | 77,7     | 78,1     | 73,8     | 73,6     | 72,5     | 72,1      | 73,6     |
| Lado D         | 11,8     | 11,3     | 10,2     | 9,4      | 10,5     | 10,8     | 10,0     | 11,1     | 10,0     | 11,5      | 10,7     |
| Traseiro       | 9,9      | 9,3      | 9,6      | 9,2      | 9,8      | 9,0      | 9,9      | 9,8      | 9,0      | 9,7       | 9,5      |
| Lado E         | 9,3      | 9,1      | 9,4      | 9,7      | 9,0      | 9,3      | 9,7      | 9,8      | 9,0      | 9,3       | 9,4      |

Os valores da Taxa de equivalente de dose devido a radiação- $\gamma$  apresentados na Tabela IV.1 apresentam uma incerteza referente a capacidade de medição do monitor Thermo Eberline ESM que é de  $\pm 0,5$  nSv/h.

Tabela IV.2 – Taxas de equivalente em dose medidas, referentes ao fluxo de nêutrons ( $\mu\text{Sv/h}$ ), nas faces do Irradiador de Nêutrons.

| <b>Medidas</b> | <b>1</b> | <b>2</b> | <b>3</b> | <b>4</b> | <b>5</b> | <b>6</b> | <b>7</b> | <b>8</b> | <b>9</b> | <b>10</b> | <b>M</b> |
|----------------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|-----------|----------|
| Frontal        | 89,0     | 82,4     | 90,9     | 86,8     | 80,8     | 79,8     | 77,8     | 74,9     | 90,2     | 82,7      | 83,5     |
| Lado D         | 10,0     | 9,9      | 10,3     | 10,2     | 10,2     | 9,9      | 9,8      | 9,6      | 9,4      | 9,8       | 9,9      |
| Traseiro       | 9,2      | 9,1      | 9,4      | 9,3      | 9,1      | 9,3      | 10,7     | 10,1     | 10,8     | 10,3      | 9,7      |
| Lado E         | 12,0     | 11,1     | 10,8     | 11,0     | 10,9     | 10,5     | 10,1     | 11,0     | 11,6     | 10,7      | 11,0     |

Os valores da Taxa de equivalente de dose devido ao fluxo de nêutrons apresentados na Tabela IV.2 apresentam uma incerteza referente a capacidade de medição do monitor Thermo Eberline ESM que é de  $\pm 0,05$  nSv/h.

Os dados apresentados nas Tabelas IV.1 e IV.2 são representados na figura IV.1 e representam o maior valor de taxa de equivalente de dose encontrado nas faces D, E, e Traseira do Irradiador de Nêutrons.

Uma observação relevante na determinação da dose experimental é que a contribuição da radiação gama, coluna em azul, corresponde à soma das taxas de

equivalente em dose devido aos raios- $\gamma$  emitidos pelo  $^{241}\text{Am}$  (raios- $\gamma$  primários), dos raios- $\gamma$  secundários emergentes do encapsulamento cilíndrico do aço inoxidável da fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  e dos gamas secundários originários da interação dos nêutrons com a parafina. A coluna em vermelho é a soma das taxas de equivalente em dose relativa à radiação gama (em azul) e dos Nêutrons (em roxo) e nos fornece a Taxa de equivalente de dose total, que é menor que o limite máximo de 25  $\mu\text{Sv/h}$  estabelecida pelo regulamento técnico da CNEN NN-3.01 e na recomendação da ICPR-60.

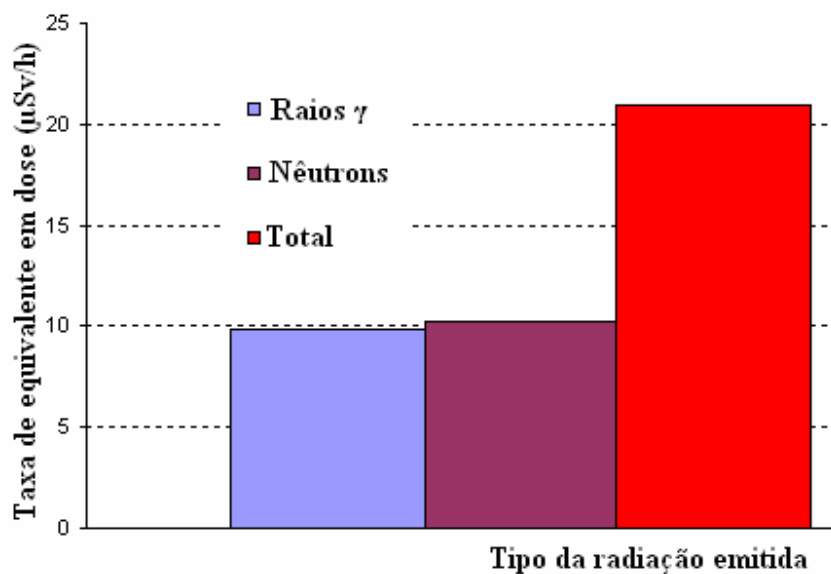


Figura IV.1 – Medidas de taxas de equivalente de dose de raios  $\gamma$ , nêutrons e total, respectivamente a 1 cm da superfície externa do Irradiador para NR com nêutrons, referente à face direita (lado D).

#### IV. 2 – Obtenção de Neutronografias

Neutronografias de Indicadores de Qualidade e amostras metálicas foram realizadas no canal de irradiação instalado na gaveta colimadora do Irradiador de Nêutrons, com base na metodologia descrita no capítulo II e III. As NR foram obtidas pelo método direto de exposição, usando para registro da imagem tanto uma lâmina de CR-39 como uma folha de filme radiográfico AA-400 Industrex, acoplado intimamente a uma folha conversora

metálica de gadolínio com 50 µm de espessura, colocadas dentro de um chassi radiográfico Kodak de alumínio, fechado sob pressão mecânica por mola.

#### IV.2.1 – Obtenção das imagens neutronográficas com o detector CR-39.

As lâminas de CR-39 do tipo PM355 SUPERGRADE, adquiridas junto a empresa inglesa *Page Mouldings Ltda* com espessura de 625µm, foram cuidadosamente cortadas com estilete bem afiado, quadrados com 50 mm de lado, aproximadamente, suficientes para se registrar as imagens neutronográficas dos corpos de prova.

Os corpos de prova fixados à placa de CR-39 foram submetidos ao feixe de nêutrons rápidos providos do Irradiador, interruptamente, mantendo a estática do sistema de aquisição da imagem: corpos de prova e a lâmina de CR-39. Após algumas irradiações o tempo de exposição que se obteve melhor qualidade nas imagens neutronográficas foi de 72 horas.

Após irradiação, a placa de CR-39 é submetida ao processo químico para a revelação da imagem neutronográfica registrada. Para transformar os traços latentes em traços revelados, as lâminas plásticas foram mergulhadas em uma solução aquosa de hidróxido de sódio (NaOH), P.A., fabricado pela empresa B Herzog, na concentração de 250 g de NaOH para 1 litro de água destilada. O tempo de revelação pode variar, conforme descrito na seção II.5.5. Seguindo os preceitos teóricos discutidos na seção II.5.5 o tempo utilizado na revelação da lâmina de CR-39 é de 6 horas, mantendo o detector submerso na solução de NaOH, à temperatura de 90 °C, mantida numa Unidade de Banho Termoestatizado, da marca Quimis. Após, a lâmina de CR-39 passa por uma interrupção do processo químico, através de lavagem em água corrente, até se retirar toda a solução de NaOH da superfície da lâmina plástica de CR-39. Uma segunda lavagem é realizada em água destilada, para a remoção de impurezas que possam interferir na análise das imagens gravadas no detector. A secagem deve ser rápida e uniforme com ar quente, evitando manchas nas lâminas do CR39. Deve-se evitar secar com papel ou algo semelhante, para evitar arranhões nas lâminas de CR-39, ou seja, defeitos espúrios que prejudiquem a qualidade da imagem.



#### IV. 2.2 – Obtenção das imagens neutronográficas com o sistema de imageamento com filme Radiográfico.

Para se registrar as imagens com filme radiográfico argênteo acoplado intimamente à folha conversora, utilizou-se o método direto, de exposição neutronográfica. Em relação ao feixe neutrônico, os corpos de prova foram fixados no chassi radiográfico Kodak de alumínio, fechado sobre pressão mecânica por mola, alimentado com uma tela conversora de gadolínio, com  $50 \mu\text{m}$  de espessura junto ao filme radiográfico Kodak Industrex AA-400. A Neutronografia foi obtida após 66 horas interrompidas de exposição ao feixe neutrônico extraído do Irradiador de Nêutrons, este tempo de duração pode ser otimizado, levantando-se a curva característica do sistema.

O filme radiográfico foi revelado no LNRTR, seguindo as instruções do fabricante do filme. O processamento radiográfico consistiu das seguintes condições: temperatura do revelador e fixador de  $21^{\circ}\text{C}$ ; tempo de revelação de 4,5 minutos e 7 minutos de fixação. Interrompeu-se o processo de revelação com uma lavagem em água corrente, antes de mergulhar o filme radiográfico no fixador. A chapa radiográfica foi lavada em água corrente por 20 minutos e, depois, colocada para secar naturalmente em lugar, arejado e isento de poeira.

#### IV.2.3 – Imagens Neutronográficas

Geralmente, as Neutronografias obtidas com filmes plásticos exibem um baixo contraste, mas não existem recomendações para melhor visualização dessas imagens. Os fabricantes admitem não haver iluminadores disponíveis que aumentem o contraste neutronográfico [DOMANUS, 1992]. Num panfleto de divulgação da Kodak, na descrição desses filmes plásticos, encontra-se a seguinte recomendação, “o exame da imagem originalmente obtida será facilitada se uma ampliação for feita num papel de alto contraste”, porém não especifica que papel seria este e nem os procedimentos a serem adotados, de forma a se obter uma imagem mais nítida. Domanus ressaltou que o contraste de imagens neutronográficas obtidas com filmes plásticos é menor que aquele resultante nas NR obtidas com filmes radiográficos fabricados com sais de prata. Tendo menor densidade

ótica, o uso de filtros polarizadores é recomendável, no momento da captura da imagem neutronográfica registrada em detectores SSNTD. Para melhorar a visualização de imagens com baixo contraste, recomenda-se o emprego de filtros poliméricos transparentes e coloridos.

As lâminas de CR-39 contendo as imagens neutronográficas foram digitalizadas utilizando-se o equipamento ScanWizard Pro: 4800 AF da Microtek, instalado no Laboratório de Neutronografia em Tempo Real – LNRTR/PEN/COPPE/UFRJ. São disponibilizados dois modos de digitalização: por reflexão e por transmissão de luz. O emprego do modo reflexão resultou na melhor visualização da imagem. As imagens neutronográficas obtidas, segundo condições experimentais descritas na seção III.5, são mostradas nas figuras IV.5. (a), (b), (c), e (d).

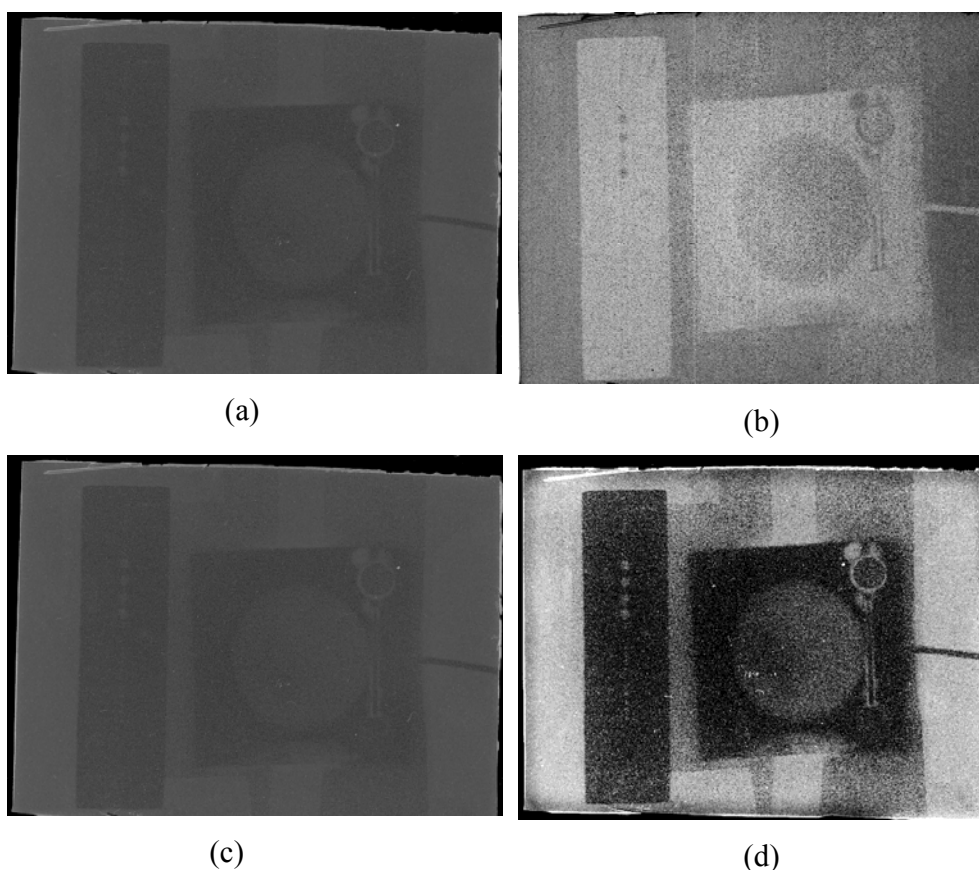
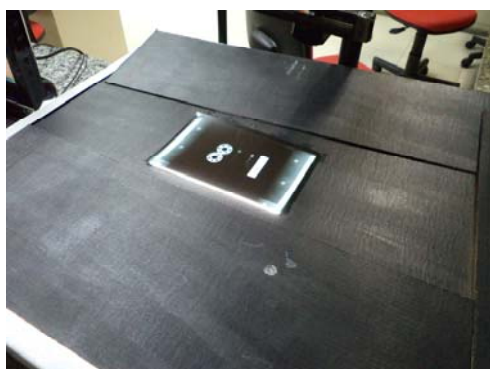


Figura IV.5 – (a) Neutronografia CR-39 sem processamento digital; (b) após aumento de contraste; (c) usando filtro polimérico transparente verde; (d) imagem (c) submetida ao aumento de contraste.

A Figura IV.5 (a) é a imagem digitalizada sem processamento digital. A imagem observada na figura (b) refere-se à imagem anterior submetida ao aumento de contraste, por intermédio do programa computacional para tratamento de imagens, *Image Pró-Plus*. A imagem da figura (c) resultou da digitalização da imagem em (a) usando-se um filtro polimérico transparente de cor verde. Seguindo as recomendações de Domanus [DOMANUS, 1992], o filtro de cor verde foi o que resultou na melhor imagem. A figura (d) mostra a imagem da figura (c), submetida ao aumento de contraste, usando-se o programa *Image Pró-Plus*.

As imagens neutronográficas usando filmes radiográficos e tela conversora de gadolínio foram obtidas segundo as condições experimentais descritas na seção II.3. Essas NR apresentam melhor resolução que as obtidas com o detector plástico de CR-39, conforme mostram as figuras IV.6 (a) e (b). Nesse caso, as Neutronografias foram digitalizadas de duas formas, no Laboratório de Neutronografia em Tempo Real – LNRTR/PEN/COPPE/UFRJ: 1) usando-se o digitalizador ScanWizard Pro: 4800 AF da Microtek, e 2) iluminação da NR num negatoscópio, e posterior captura da imagem pela Câmera digital Cyber-shot de 10.1 mega-pixel da Sony. A figura IV.6(a) mostra a Iluminação da NR no negatoscópio; na figura IV.(b) mostra a NR capturada com a câmera digital. As imagens referem-se aos corpos de prova: relativos a duas peças metálicas de aço (rolimãs) uma com defeito e outra, sem; ao IPF e ao IRV.



(a)



(b)

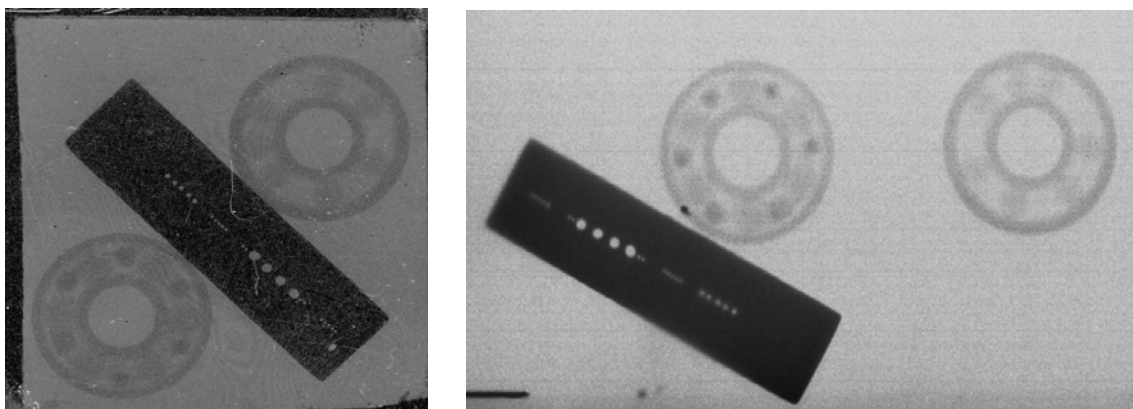
Figuras IV.6 – Neutronografia de dois rolins de aço (com e sem defeito), do IPF e do IRV. (a) sob iluminação do negatoscópio e (b) e imagem capturada por câmera digital.

A figura IV.7 mostra a NR obtida por filme radiográfico, capturada pelo digitalizador ScanWizard, por reflexão, dos três corpos de prova: dois rolimãs (com e sem defeito), do IPF e do IRV.



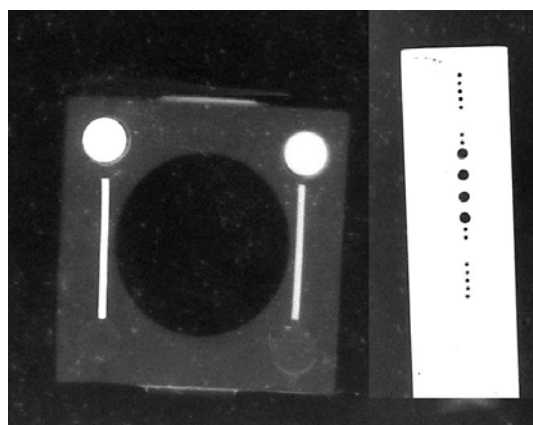
Figura IV.7 – Neutronografia dos mesmos corpos de prova digitalizada no ScanWizard Pro: 4800 AF Microtek.

Para fins de ilustração, as figuras IV.8 (a), (b) e (c), respectivamente, mostram NR obtidas com nêutrons térmicos, provindos do canal de irradiação, J-9, do reator Argonauta/IEN/CNEN, onde o fluxo no plano da imagem é de  $4,6 \times 10^5$  [n/(cm<sup>2</sup> s)]. A figura IV.8(a) mostra uma NR obtida com lâmina de CR-39 acoplada a folha uma folha conversora de boro, exposta por 30 minutos; a figura IV.8(b) e (c) mostram NRs de corpos de prova, obtidas com uma folha de filme Kodak Industrex AA5 acoplado uma folha de Gd com 50  $\mu$ m de espessura, após ser exposta por 40 minutos.



(a)

(b)



(c)

Figura IV.8 – NRs obtidas com nêutrons térmicos, provindos do canal, J-9, do reator Argonauta/IEN/CNEN; (a) com uma lâmina de CR-39 acoplada a uma folha de boro; (b) e (c) com uma folha de filme Kodak Industrex AA5 acoplado uma folha de Gd [FERREIRA, 2003].

### IV.3 – Discussão dos resultados

As imagens neutrongráficas com nêutrons rápidos e epitérmicos obtidas com o Irradiador de Nêutrons mostram que o projeto e a construção da gaveta colimadora propiciaram resoluções satisfatórias. A gaveta colimadora, sendo móvel, pode ser colocada

ou retirada, conforme conveniência, para uma inspeção rápida ou mais detalhada de um corpo de prova. Pela sua conformação geométrica e dependendo do tamanho do corpo de prova, poder-se-á colocá-lo dentro da gaveta colimadora, o que diminuirá o comprimento L, ou seja, a razão de colimação, L/D. Conseqüentemente, a resolução da imagem neutronográfica será menor, mas o fluxo de nêutrons aumentará, possibilitando um tempo menor de exposição. Outras gavetas colimadoras com diferentes propósitos poderão ser construídas e encaixadas no Irradiador de Nêutrons. Ressalta-se que elas são fundamentais para o alinhamento do feixe neutrônico.

Os resultados decorrentes das simulações, referentes às taxas de equivalente de dose mostraram-se concordantes com os monitoramentos radiométricos realizados. Assim, a metodologia, empregando o código computacional MCNP, para a simulação dos parâmetros envolvidos no projeto para posterior confecção do sistema de blindagem do Irradiador para NR com nêutrons rápidos e epitérmicos, provindos de uma fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  com 5 Ci de atividade, foi validada. O sistema de blindagem foi projetado e construído, obedecendo-se as exigências constante do regulamento técnico da CNEN NN-3.01 e das recomendações da ICRP-60, e geraram distribuições de equivalente de dose que se observa nas Tabelas IV.1 e IV.2.

O Irradiador de Nêutrons é um sistema híbrido, permitindo a realização de Neutronografias Rápidas e Térmicas. Sendo um sistema móvel, pode ser operado *in loco*, sendo de custo relativamente baixo, se comparado com os reatores nucleares e aceleradores, de partículas. É de fácil operação e poderá ser adaptado para conter outra fonte radioisotópica, como, por exemplo, uma fonte de  $^{252}\text{Cf}$ , que fornece uma maior taxa de emissão de nêutrons, proporcionando a obtenção de neutronografias, em menor tempo de exposição.

#### IV.3.1 – Caracterização das Imagens Neutronográficas

Um dos objetivos desse trabalho foi analisar as neutronografias obtidas no Irradiador de Nêutrons, através das respostas do arranjo experimental para se obter as NR e da análise das imagens neutronográficas determinar a eficiência do sistema neutronográfico proposto.

Para esta análise, foram realizados os ensaios descritos na seção II.2.4, o primeiro usando lâmina de CR-39 e o outro usando filme radiográfico e conversor. As amostras descritas no item IV.2.1, são, o Indicador de Pureza de Feixe (IPF) e o Indicador de Resolução Visual (IRV) ou “penetrâmetro”.

A análise das imagens neutronográficas do IPF fornece informações referentes à qualidade do feixe de nêutrons. Os parâmetros  $C$ ,  $S$ ,  $\gamma$  e  $P$  definem os conteúdos efetivos de: nêutrons térmicos ( $C$ ), radiação  $\gamma$  ( $\gamma$ ), nêutrons espalhados ( $S$ ) e raios  $\gamma$  de altas energias ( $P$ ), respectivamente. São calculados com base nos níveis de cinza médios medidos [FERREIRA, 2003], e se encontram dispostos na Tabela IV.3. Em termos do conteúdo de nêutrons térmicos, é dado pela relação entre os níveis de cinza das imagens dos discos de BN um sobre o outro, oculto pelo teflon. O conteúdo da raios- $\gamma$  representada pela relação entre os níveis de cinza das imagens dos discos de Pb um sobre o outro, oculto pelo teflon. O alinhamento do feixe, é dado pelo paralelismo observado entre as barras de Cd, posicionadas da mesma forma, em relação ao teflon. Pode-se observar que o arranjo neutronográfico obtido com o Irradiador de Nêutrons tem uma contribuição pequena dos raios- $\gamma$ , semelhante à emitida pelo reator Argonauta, embora o sistema de imageamento estivesse próximo da fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$ . A razão  $n/\gamma$  é também um parâmetro de grande importância para a obtenção de Neutronografias de boa qualidade, pequenas razões  $n/\gamma$  resultam em imagens de maior nitidez, uma vez que os filmes radiográficos são sensíveis aos raios- $\gamma$ . A razão  $n/\gamma$  pode ser melhorada, usando-se um filtro, de chumbo ou bismuto, que captura a radiação  $\gamma$ , conforme descrito no anexo II. Esses parâmetros são calculados e válidos [DOMANUS, 1992], apenas para as imagens obtidas pelo sistema com filme radiográfico acoplado a uma tela conversora de nêutrons.

Tabela IV.3 – Parâmetros  $C$ ,  $S$ ,  $\gamma$ , e  $P$ .

| <b>Arranjo Neutronográfico</b> | $C$ (%)    | $S$ (%)   | $\gamma$ (%) | $P$ (%)   |
|--------------------------------|------------|-----------|--------------|-----------|
| Reator Argonauta               | 43,62±0,28 | 6,71±0,02 | 2,69±0,05    | 4,02±0,06 |
| Irradiador de Nêutrons         | 39,81±0,32 | 4,46±0,02 | 1,82±0,12    | 1,93±0,02 |

A Figura IV.12.a mostra a função ESF da Neutronografia com CR-39 do sistema usando a lâmina de CR-39 e a Figura IV.12.b mostra a função ESF da Neutronografia usando filme radiográfico e conversor.

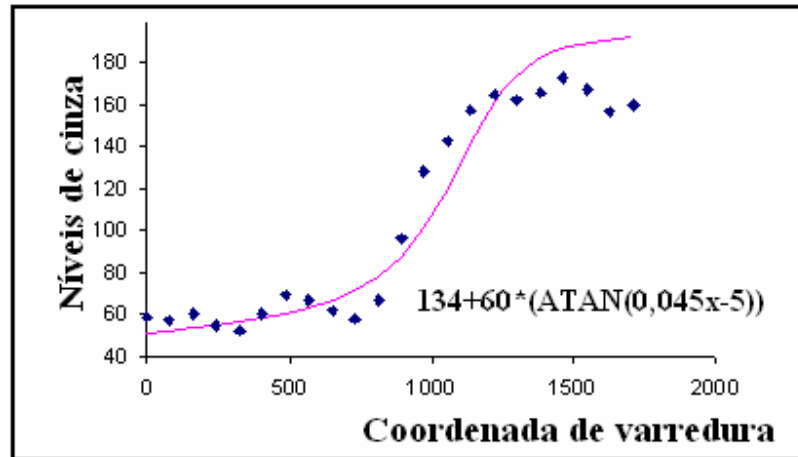
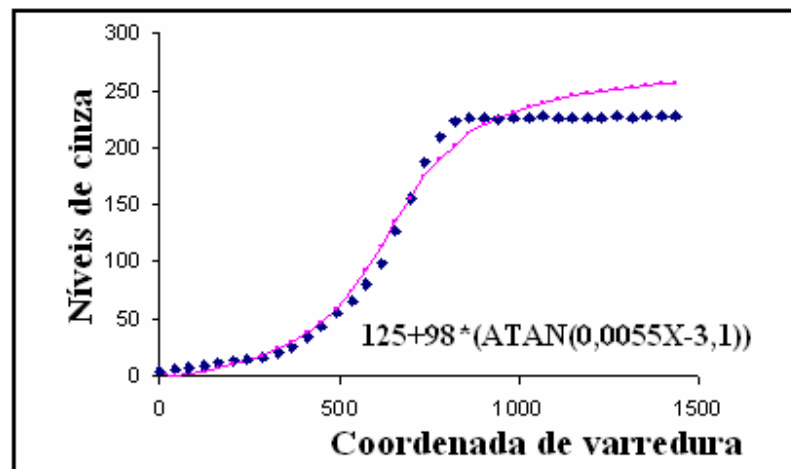


Figura IV.12.a – Função ESF para Neutronografia com CR-39.



IV.12.b – Função ESF para Neutronografia com filme radiográfico.

As curvas representativas da Função de Borda Difusa, ESF, ajustadas aos níveis de cinza distribuídos ao longo da varredura espacial da imagem neutronográfica pelo método dos mínimos quadrados com base nas equações II.24 e II.25. Para as condições descritas estimou-se que a resolução do sistema usando a lâmina de CR-39 é de  $U_T= 444,4 \mu\text{m}$ , figura IV.12, e usando filme radiográfico e conversor é  $U_T= 363,6 \mu\text{m}$ , que, na prática, significa que a Imagem NR é capaz de discernir objetos diferentes que se encontram



separados por distâncias iguais ou superiores a 444,4  $\mu\text{m}$  para o CR-39 e 363,6  $\mu\text{m}$  para o sistema de filme radiográfico e folha conversora. Para inspeções a que se destina o sistema desenvolvido, essa resolução é superior à desejável.

Os dados referentes aos valores máximos e médios de níveis de cinza dessas imagens e os correspondentes valores de MTF calculados pela equação II.26 em função da frequência espacial do penetrâmetro nas imagens neutrongráficas obtidas no Reator Argonauta/IEN/CNEN usando filme radiográfico e conversor e no Irradiador de Nêutrons usando o CR-39 e o filme radiográfico e conversor são mostrados na tabela IV.4.

A modulação do sinal foi calculada para três frequências espaciais de varredura ao longo da imagem do penetrâmetro para as imagens obtidas no Irradiador de Nêutrons usando o CR-39 e o filme radiográfico, as medidas de níveis de cinza foram obtidas usando o programa de processamento de imagem digital Image-Pro Plus, os valores resultam de uma média de 10 varreduras, na região de interesse. Para fins de comparação, a modulação do sinal foi calculada para duas frequências espaciais de varredura presentes no penetrâmetro para as imagens obtidas no Reator Argonauta usando filme radiográfico, as medidas de densidade ótica foram obtidas usando um microdensitômetro, os valores resultam de uma média de 10 varreduras, na região de interesse [FERREIRA, 2003]

Analisando os valores da MTF das imagens de CR-39 obtidas no Irradiador de Nêutrons podemos observar valores bastante baixos. O contraste registrado em função do contraste ideal nas representações de frequência espacial 2 *linhas/mm* e 4 *linhas/mm* mostrados pelos parâmetros calculados, estão bem abaixo do desejável. Na frequência espacial 1 *linha/mm*, o parâmetro é um pouco melhor, porém ainda baixo, como também se pode visualizar por acuidade visual na figura IV.5(d). Já para as imagens obtidas no Irradiador de Nêutrons usando o filme radiográfico e o conversor, os parâmetros que definem o contraste são excelentes. Fazendo uma comparação indireta com os parâmetros encontrados no sistema de imageamento usando filme radiográfico do Reator Argonauta, que são reconhecidos pela literatura, de boa qualidade, podemos supor que a NR do sistema usando o Irradiador de Nêutrons estão de acordo com o esperado e dentro de uma faixa de contraste aceitável para que se destina este tipo de inspeção.

Tabela IV.4 – Valores de MTF calculados para os ensaios neutrongráficos no Reator Argonauta / IEN/CNEN e Irradiador de Nêutrons.

| ARRANJO UTILIZADO  | FREQUÊNCIA ESPACIAL<br>(linhas / mm) | VALOR MÁXIMO<br>(NÍVEL DE CINZA) | VALOR MÉDIO<br>(NÍVEL DE CINZA) | VALOR MTF<br>CÁLCULADO |
|--------------------|--------------------------------------|----------------------------------|---------------------------------|------------------------|
| Reator Argonauta   | 1                                    | 1,49±0,02*                       | 0,85±0,01*                      | 0,75±0,03              |
|                    | 4                                    | 1,49±0,02*                       | 1,00±0,02*                      | 0,49±0,02              |
| CR-39              | 1                                    | 204±1                            | 166±1                           | 0,23±0,01              |
|                    | 2                                    | 183±1                            | 154±1                           | 0,18±0,01              |
|                    | 4                                    | 165±1                            | 147±1                           | 0,13±0,01              |
| Filme Radiográfico | 1                                    | 241±1                            | 129±1                           | 0,87±0,02              |
|                    | 2                                    | 245±1                            | 134±1                           | 0,83±0,02              |
|                    | 4                                    | 245±1                            | 159±1                           | 0,54±0,02              |

\* Valores de densidade ótica medidos usando microdensitômetro.

A grandeza nível de cinza pode ser comparada com a densidade ótica, uma vez que elas se relacionam entre si e geram um parâmetro comparativo adimensional [FERREIRA, 2003].

A comparação das imagens obtidas com o Irradiador de Nêutrons e o Reator Argonauta serve apenas como uma base de referência, para uma comparação direta e quantitativa outros parâmetros, como tempo de exposição, potência de operação do Reator, condições experimentais dos dois sistemas devem ser analisados.

Pela análise das imagens por acuidade visual ainda podemos obter algumas conclusões, a imagem do teflon do IPF usando a digitalização com câmera digital é mais visível que a mesma imagem digitalizada no scanner, porém a imagem do scanner oferece um contraste e resolução melhor na visualização do penetrâmetro. O paralelismo entre as barras do IPF nos mostra o alinhamento do feixe neutrônico

Outra análise que pode ser obtida é a respeito da estrutura metálica de base dos rolimãs, podemos observar que a FNR usando filme radiográfico, figura IV.7, revela mais detalhes que a NR usando CR-39 com a folha de Boro com nêutrons térmicos no Reator Argonauta, da mesma peça, mostrada na figura IV.8, este fenômeno pode ser explicado pelo fato dos nêutrons mais energéticos atravessarem com mais facilidade o corpo de provas supra citado.

## CAPITULO V

### CONCLUSÕES

A simulação, projeto e construção dos aparatos complementares, gaveta colimadora, blindagem, mesa suporte e estrutura do Irradiador de Nêutrons pode ser considerado um sistema completo de irradiação de nêutrons que comparado com os aceleradores de partícula e reatores nuclear é de baixo custo.

Os resultados das simulações e medidas deste trabalho nos possibilitaram um estudo refinado da física dos nêutrons, da interação desta partícula com a matéria e alguns conhecimentos da engenharia, assim como, as propriedades dos materiais usados na construção do Irradiador de Nêutrons e nos corpos de prova, alguns desses materiais são caracterizados e descritos nos anexo I e II.

O colimador proposto, construído e usado se mostrou eficaz alinhando o feixe neutrônico o que pode ser visto no paralelismo das barras do IPF.

O aparato Irradiador de Nêutrons é considerado de pequeno porte o que facilita a realização de neutrografias *in loco*. A fonte com o fluxo relativamente baixo, pode ser blindada de acordo com o regulamentos técnico da CNEN, garantindo a segurança dos trabalhadores áreas.

Os corpos de provas, IPF, penetrâmetro que foram examinados estão de acordo com os parâmetros da literatura [DOMANUS, 1992] e serviram para caracterizar qualitativamente e quantitativamente os sistemas de imageamento usados.

Antes que uma imagem possa ser avaliada, primeiramente, é necessário especificarmos o objetivo para o qual a ela foi proposta, a partir, desta avaliação podemos identificar qual é o sistema de detecção e imageamento mais propício a ser usado. Para inspeções menos refinadas, pode ser usado o CR-39 ou filme radiográfico ou ambos pois, poderão se complementar para visualização de detalhes. Podemos concluir que as NR realizadas no canal do Irradiador de Nêutrons são aceitáveis para a inspeção a que nos propomos porque apresentam boa resolução, contraste e acuidade visual para detectar impurezas, diferentes materiais, incrustações e vazios.

A técnica de NR usando nêutrons na faixa rápida de energia ainda é pouco usada, porém essa técnica pode ser uma poderosa ferramenta para a inspeção de amostras espessas, principalmente aquelas constituídas de materiais de alta densidade. Sendo assim, o desenvolvimento desse tema representa um importante avanço nas pesquisas de Ensaios Não-Destrutivos do LNRTR/PEN/COPPE/UFRJ.

Intencionamos dar continuidade a esse trabalho, otimizando o sistema de colimação e imageamento. Alguns procedimentos podem ser adotados, para melhorar a qualidade das imagens neutronográficas, a saber:

- Aumento do tempo de exposição;
- Aproveitar nêutrons de outras faixas de energia, proporcionando a implementação de um sistema híbrido que realize também Neutronografias Térmicas, bastando que se utilize, um moderador [RAMOS, 2004];
- Aumento do fluxo de nêutrons, usando-se uma fonte que forneça uma maior taxa de emissão, como por exemplo a de  $^{252}\text{Cf}$ , ou incrementando-se uma segunda fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  de 5 Ci de atividade. Uma observação importante, é que o Irradiador dotado de uma fonte de  $^{252}\text{Cf}$  deve ter uma configuração geométrica diferente da projetada para o Irradiador construído com a fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  com 5 Ci. Entretanto, o tempo de exposição equivalerá ao necessário à obtenção de uma NR, no canal de irradiação, J-9, do reator Argonauta/IEN/CNEN, onde o fluxo neutrônico no plano da imagem é cerca de  $4,46 \times 10^5$  n/cm<sup>2</sup>.s quando operado a 340 W de potência.
- As imagens NR poderão ser tratadas fisicamente eliminando o máximo possível os ruídos que interferem na qualidade da imagem.
- Filtros poderão ser estudados, simulados e confeccionados para selecionar faixas específicas de energia dos nêutrons e da radiação  $\gamma$ .
- O processamento digital das imagens pode se mostrar uma eficaz ferramenta para realçar e melhorar características da imagem se tornando uma área de pesquisa complementar ao sistema neutronográfico implementado no Irradiador de Nêutrons.
- A curva característica do filme radiográfico usando o Irradiador de Nêutrons deve ser levantada, a fim de, otimizar o tempo de irradiação e a qualidade da imagem.
- O tempo de ataque químico na revelação do CR-39 pode ser aumentado para melhorar o contraste e definição das imagens da FNR.

## REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

AHMAD, M. at al, *Macroscopic Cross Sestion Measurement en Materials by Neutron Radiography Technique*, National Symposium on Frontiers in Physics Islamabad, Pakistan Institute of Nuclear Scince and Technology, Islamabad, Pakistan, 1998.

ALBUQUERQUE, M. P. at al, *Análise de Imagens e Visão Computacional*, Centro Brasileiro de Pesquisas Físicas- CBPF, V Escola do CBPF, Rio de Janeiro,2004.

AMERSHAM, *Neutron Source: Americium-241/Berillium and Californium-252*. The Radiochemical Centre, Technical Buletin, 1976/1977.

ANDREUCCI, R., *Radiologia Industrial*, Ensaio Não Destrutivos das Radiações Ionizantes, abende/SP, São Paulo, 2003.

AKAHO, E.H.K., JONAH, S.A., NYARKO, B.J.B., OSAE, S., MAAKUU, B.T., SERFOR-ARMAH, Y., KYERE, A.W.K., *Simultaneous use of neutron transmission and reflection techniques for the classification of crude oil samples<sup>a</sup>* National Nuclear Research Institute, Ghana Atomic Energy Commission, Ghana,2001.

ASTM e 1441-95, *Non-Destrutive Testing Radiation Methods*. Guide for imaging and practice for examination. ISSO/TC 135/SC 5, N 118, USA,1996.

ASTM e 545-91. *Standart Method for Determining Image Quality in Direct Thermal Neutron Radiography Examination*, pp.511-516, USA, 1991.

ASTM e 1025-84. *Standard Practive for Hole-Type Image Quality Indicator Used for Radiography, U.S.A., 1981.*

BAI, J. H., SHIN, M. W. and WHANG, J. H., *Projeto preliminar para detectores de nêutrons rápidos, usando câmera CCD para radiografia com nêutrons.* Simpósio Internacional sobre Pesquisa em Reatores e Ciência dos Nêutrons, 2005.

BERGER, H., *Alguns Experimentos em Radiografia de Nêutrons Rápidos.* Centro de Estudos Nucleares, Genova, França, 1994.

BONDARENKO, I.I., *Cross section Neutron distribution Compendium,* Soviet Atomic Energy November, Union Soviet, 1964.

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

CASTLEMAN, K. R., *Digital Image Processing,* Perceptive Scientific Instruments, Prentice Hall, New Jersey, 1996.

CNEN-NN-3.01, *Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica,* Resolução CNEN 27/2004. Publicação D.O.U. em 06/01/2005.

CORREA, S. C. A., *Otimização da Dose e da Imagem radiográfica digital de tórax usando modelagem computacional,* Tese de Doutorado, PEN/COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, 2009.

CRISPIM, V. R. LOPES, R. T. & ROGERS, J. D., *Estudo da Função de Borda-Difusa para um Sistema Neutronográfico,* Revista de Física Aplicada e Instrumentação, vol. 1, n<sup>o</sup> 2, 1985.

CRISPIM, V. R., *Desenvolvimento de Ensaios Não-Destrutivos com Neutronografias,* Tese de Doutorado, PEN/COPPE/UFRJ, RJ, 1993.

CRISPIM, V. R. & SILVA, J. J. G., *Inspeções não-destrutivas com neutrongrafia térmica*, Revista de Física Aplicada e Instrumentação, vol. 11, ano 1, 1996.

CROFT, S., *The use of neutron intensity calibrated  $^9\text{Be}(\alpha, n)$  sources as 4438 keV gamma-ray reference standards*. Nuclear Instruments Methods Phys. Res. A281, 103–116, 1989.

DA SILVA, A. X. at all, *Neutrongrafia Aplicada no Controle ao Narcotráfico e ao Terrorismo*, Revista de Física Aplicada e Instrumentação, vol. 14, ano 1, 1999.

DE MENEZES, M. O., *Radiografia com Nêutrons em Tempo Real*, Tese de Doutorado, IPEN-CNEM/USP, SP, 2000.

DOMANUS, J. C., *Practical Neutron Radiography*, Commission of the European Communities Neutron Radiography, Working Group, Kluwer Academic Publishers, 1<sup>a</sup> ed, 1992.

DUDERSTADT, J. J. & HAMILTON, L. J., *Nuclear reactor analysis*, ed. John Wiley & Sons, Inc, United States of America, 1976.

DUNNING, J. R., *The Emission and Scattering of Neutron*, Physical Review, Department of Physics, Columbia University, Columbia, 1934.

DUHMKE, E. & GREIM, L., *Fast Neutron Imaging by Cellulose Nitrate Foils*. Neutron Radiography (1983), p. 565.

ENGE, W., 1980. *Introduction to plastic nuclear track detectors*. Nucl. Tracks 4, pp. 283–308.

EISBERG, R. M., *Fundamentals of Modern Physics*, Copyright, John Wiley & Sons, Inc. 1961.

FERREIRA, F. J. O., *Sistema Eletrônico para Aquisição de Imagens Neutronográficas*, Tese de Mestrado, PEN/COPPE/UFRJ, RJ, 2003.

FERREIRA, F. J. O., *Detecção de Explosivos Plásticos e Narcóticos, Aplicando Neutronografia em Tempo Real, Aliada à Tomografia Computadorizada por Transmissão*, Tese de Doutorado, PEN/COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, 2008.

FILHO, T. M., *Desenvolvimento de Detectores de Nêutrons Usando sensor Tipo Barreira de Superfície Conversor (n,p) e Conversor (n, $\alpha$ )*. Tese de Doutorado, IPEN/USP, São Paulo, 1999.

FISCHER, C. O., STADE, J., BOCK, W., *Proceedings of Fifth World Conference on Neutron Radiography*. Publisher DGZFP, June 17-20, Berlin, Germany, 1997.

FRANK, A.L & BENTON, E.V., *Radon Dosimetry Using Plastic Nuclear Track Detectors*. In: Nuc. Track Detection, 1977.

FUJINE, S. at all, *An Experimental Method for Macroscopic Cross Section Measurements Using Neutron Radioscopy*, Nuclear Instruments & Methods in Physics Research, 1996.

GERDES, A. at all, *Characterisation of Transport Processes in Surface Near Zones of Concrete by Means of Neutron Radiography*, Institute for Building Materials, Zürich, Switzerland, 1999.

GONZALEZ, R. C. & WOODS, R. E., *Processamento de Imagens Digitais*, Editora Edgard Blücher LTDA, SP, 2000.

GOZANI, T., *Novas aplicações para a Radiografia com Nêutrons Rápidos*, Science Applications International Corporation, Santa Clara, USA, 1994.



GRIFFITH, R.V., PALFALVI, J., MADHVANATH, U., *Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes*. Technical Reports Series n.318. International Atomic Energy Agency, pp. 70-71. Viena, 1990.

HACIDUME, L. R., *Detecção de Explosivos plásticos por Neutronografia Térmica*, Dissertação de M.Sc. COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ, 1999.

HALMSHAW, R., *Non-Destructive Testing*, second edition, London 1991, British Library Cataloguing in publication Data].

HAWKESWORTH, M. R., *Practical Neutron Radiography*, United Kingdom Atomic Energy Authority Research Group, Oxford, 1969.

HAWKESWORTH, M. R., *Neutron Radiography: Equipment and methods*. Atomic Energy Review, Vol. 15, N° 2, 1987.

HENRIQUES, P. C. F. & STASZCZAK, E. J., *Treinamento, Qualificação e Certificação de Pessoal em Ensaio Não-Destrutivos*, Pan-American for Conference Nondestructive Testing, Rio de Janeiro, 2003.

HOSTE, J., *Isotopic neutron sources for neutron activation analysis*. International Atomic Energy Agency TECDOC 465, 12–17. , 1988.

IKEDA, Y., MURAMATSU, T.& MATSUMOTO G., *Fast Neutron Radiography with CR39 Solid State Tract Detectors*. Radioisotopos (1986), p. 367.

IKEDA, Y. & YOSHII, K., *Fast Neutron Radiography Tests at the YAYOI-Reactor University of Tokyo*. Nucl. Instr. and Meth. A276 (1989), p. 183.

ICRP – 60, *1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*. ICRP Publication 60. Ann. ICRP 21 (1-3), Pergamon Press, 1991.

ISO8529-1:2001, *Reference neutron radiations*. Characteristics and methods of production. Original Committee. The International Organization for Standardization.

JAIN, A. K., *Fundamentals of Digital Image Processing*, University of California, California, 1989.

JESUS, S. P., *Análise Neutronográfica de Sistemas Solo – Planta*, Tese de Doutorado, PEN/COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, 2005.

KAMBOJ, B.K., SHAHANI, M.G. *Precise measurement of the gamma to neutron ratio of an Am-Be neutron source using an improved manganese technique*. Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. A244, 513–515. 1986.

KAPLAN, I., *Física Nuclear*, Editora Guanabara Dois S.<sup>a</sup>, 2<sup>a</sup> ed., RJ, 1978.

KARDILOV, N. et al, *New features in cold neutron radiography and tomography, Part II: applied energy-selective neutron radiography and tomography*, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Garching, Germany, 2003.

KLEPFER, H. H. et al, *Neutronographic Hydrogen Determination in Zirconium Alloys*, Philadelphia, 1969.

KNOLL, G. F., *Radiation Detection and Measurements*, John Wiley & Sons, Inc., 3<sup>a</sup> ed, 1999.

KOBAYASHI, H., *Studies of Neutron Transmittance Measurements Using Cooled CCD Camera*, 1<sup>st</sup> International Topical Meeting on NRG System Design and Characterization, Ontario, Canada, 1990.

KOBAYASHI, H. et al, *Macroscopic Cross Section Measurements and Defect Detection in Materials Using Neutron Radiography Technique*, The 1<sup>st</sup> JSME/ASME Joint International Conference on Nuclear Engineering, vol. 1, Tokyo, 1991.

KODAK CIA, E., *Radiography in Modern Industry*, kodak, 4<sup>a</sup> ed, 1980.

KOSANKE, H. D., *Hydrogen Sensitive Neutron Radiography*, Trans. AM. Nuclear Soc., V.14, n<sup>o</sup> 2, 1971.

LAMARSH, J. R., *Introduction to Nuclear Engineering*, Addison-Wesley Publishing, Company Inc, 1975.

LEHMANN, E. H. et al, *Investigation of Hydrogen Distributions in Various Base Materials by Neutron Radiography methods*, Switzerland, 2000.

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

LIM, C.S., TICKNER, J.R., SOWERBY, B.D., ABERNETHY, D.A., McEWAM, A.J., RAINEY, S., STEVENS, R., MANIAS, C., RETALLACK, D., *An On-belt elemental analyser for the cement industry*. Appl. Radiat. Isot. 54, 11–19, 2001.

LIMA, C. T. S., *Tela Conversora Nacional de Gadolínio para Neutronografia*, Tese de M.Sc., COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ, 2005.

ILIĆ, R. & NAJZER, M., Image formation in track-etch detectors—I. The large area signal transfer function. Stefan Institute, E. Kardelj University, Jamova, Yugoslavia, 1989.

MARQUES, O. F. & VIEIRA, N.H, *Processamento Digital de Imagens*, Brasport, Rio de Janeiro, 1999.

MATSUBAYASHI, M., HIBIKI, T., MISHIMA, K., YOSHI, K. and OKAMOTO, K., *Desenvolvimento de um conversor para Radiografia com nêutrons rápidos*, Nuclear Instruments e Methods in Physics Research , 2003.

MEDIA CYBERNETICS, *Image-Pro Plus Reference guide for windows*, Image Pro-Plus version 4.0 for windows, Geogia Avenue.

MURATA, Y. at al, *Two-Dimensional Neutron Image Excluding the Effect of Sattered Neutrons*, Neutron Radiography (4), Proceedings of the Fourth World Conference, San Francisco, California, USA, 1992.

MURATA, Y. at al, *New Architecture for Neutron Radiography at the Musashi Reactor*, Neutron Radiography (4), Proceedings of the Fourth World Conference, San Francisco, California, USA, 1992.

MURATA, Y. at al, *Digital Radiography System at the Musashi Reactor*, Neutron Radiography (4), Proceedings of the Fourth World Conference, San Francisco, California, USA, 1992.

NUNES, W. V., *Uso da Inteligência Artificial para Identificação de Explosivos Plásticos em Ensaio Não Destrutivo com Nêutrons Térmicos*, Tese de Mestrado, PEN/COPPE/UFRJ, RJ, 2001.

OLIVEIRA, K. A. M., *Estudo do Espalhamento em Imagens Neutronográficas Bidimensionais*, Dissertação de Mestrado, PEN/COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, 2006.

PEREIRA, M. A. S., *Radiografia com partículas alfa induzidas por nêutrons*, Tese de Doutorado, Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo 2008

PESSÔA, R. M., *Estudo de Resolução em Neutronografia com Neutrons Térmicos*, Tese de Mestrado, COPPE/UFRJ, RJ, 1980.

PFISTER, G. & SCHATZ, A., *Nondestructive Testing of Materials and Components by Computerized Tomography with Fast and Thermal Reactor Neutrons*. *Nucl. Sci. Eng.* (1992), p. 303.

PINHEIRO, R. L. N., *Neutronografia Aplicada ao Dimensionamento de Objetos Cilíndricos*, Tese de Mestrado, COPPE/UFRJ, RJ, 1979.

RAMOS, R., *Modelagem de um Sistema Neutronográfico baseado em uma fonte de  $^{241}\text{Am-Be}$  utilizando o método de Monte Carlo*. Dissertação de Mestrado. PEN/COPPE/UFRJ. Rio de Janeiro, Brasil, 2004.

ROUSSETSKI, A. S., *Application of CR-39 plastic track detector for detection of D-D and D-T reaction products in cold fusion experiment*. *Nucl. Sci. Eng.*, 2008.

RIO DOCE, A. P. C., *Determinação da taxa de exalação do Rn-222 em materiais de construção*. Tese de Mestrado, PEN/COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, 1997.

SANTOS, C. E. L., *Determinação dos Processos de Enriquecimento e das Concentrações de Radônio em Minas Subterrâneas de Fluorita e Carvão do Estado de Santa Catarina: Critérios para Avaliação dos Riscos Radiológicos*, Dissertação de MSc., UFRGS, Porto Alegre, 2008.

SANTOS, J. E. S. C., *Neutronografia com Nêutrons Térmicos*, Tese de Mestrado, COPPE/UFRJ, RJ, 1977.

SCURI, A. E., *Fundamentos da Imagem Digital*, Tecgraf/PUC-Rio, Rio de Janeiro, 1999.

SIGMON, K., *MATLAB Primer*, Third Edition, Department of Mathematics, University of Florida 1993.

SOUZA, E. M., *Modelagem de Sistema e Procedimento para a Radiografia Computadorizada Submarina*, Exame de Qualificação ao Doutorado, COPPE/UFRJ, RJ, 2007.

TAUHATA, L. at al., *Radioproteção e Dosimetria: Fundamentos*, Instituto de Radioproteção e Dosimetria, Comissão Nacional de Energia Nuclear, 3ª revisão, Rio de Janeiro, 2001.

UNITED KINGDOM ATOMIC ENERGY AUTHORITY RESEARCH GROUP, *Non-Destructive Testing, Views, Reviews, Previews*, Harwell Post-Graduate Series, Oxford University Press 1969

VOI, D. L., *Estudo da Estabilidade e Dinâmica Molecular da Baquelite Através de Medidas de Seções de Choque para Nêutrons*, Tese de D.Sc., COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ, 1990.

YAVAR, A. R., SARMANI, S. B., WOOD, A. K., FADZIL, S.M., RADIR, M.H. and KHOO, K. S., *Determination of fast neutron flux distribution in irradiation sites of the Malaysian Nuclear Agency research reactor*. Nucl. Sci. Eng. (2010).

YOSHII, K. and MIYA, K., *Um estudo do desenvolvimento de um conversor de nêutrons rápidos para um sistema de NR em tempo real*, Nuclear Instruments e Methods in Physics Research, Universidade de Tóquio, Japão 1993.

YOSHII, K., *Um estudo do sistema de imageamento de em tempo real para radiografia com nêutrons rápidos*. Universidade de Tóquio, 4ª Conferência Mundial de NR, San Francisco, Califórnia, USA, 1992.

YOSHII, K. and KOBAYASHI, H., *Caracterização do campo de radiografia de nêutrons rápidos do reator YAYOI*, Nuclear Instruments e Methods in Physics Research, Universidade de Tóquio, Japão 1996.

YOSHII, K. and KOBAYASHI, H., *Correção das componentes espalhadas das imagens radiográficas com nêutrons rápidos*. Nuclear Instruments e Methods in Physics Research, 1996.

YOSHII, K. and MIYA, K., *Neutronografia com nêutrons rápidos no reator YAYOI*, Nuclear Instruments e Methods in Physics Research, 1998.

WACHA, R., *Detecção de Partículas Virais pela Técnica Neutronográfica*, Tese de Doutorado, PEN/COPPE/UFRJ, RJ, 2004.

ZAMBONI, C. B.; *Fundamentos da Física de Nêutrons*, Editora Livraria da Física, São Paulo, 2007.

ZIMBAL, A., *Measurement of the spectral fluence rate of reference neutron sources with a liquid scintillation detector*, Radiation Protection Dosimetry, vol. 126, N° 1-4, pp. 413-417, Braunschweig, Germany, 2007.

[www.abende.gov.br](http://www.abende.gov.br)

[www.cnen.gov.br](http://www.cnen.gov.br)

[www.cefetsc.edu.br](http://www.cefetsc.edu.br)

[www.del.ufms.br/tutoriais/matlab](http://www.del.ufms.br/tutoriais/matlab)

[www.fis.unb.br/utlmanfortran.html](http://www.fis.unb.br/utlmanfortran.html)

[www.goodfellow.com](http://www.goodfellow.com)

[www.gosites.com.br](http://www.gosites.com.br)

[www.iem.gov.br/serea/argonauta](http://www.iem.gov.br/serea/argonauta)

[www.kodak.com/go/ndtproducts](http://www.kodak.com/go/ndtproducts)

[www.mathworks.com](http://www.mathworks.com)

[www.mediacy.com](http://www.mediacy.com)



## ANEXO I

### Descrição Geral dos Materiais.

#### Alumínio

O alumínio foi descoberto por Hans Oersted em Copenhague, Dinamarca, em 1825. Trata-se de um metal de reação, branco prateado, que está normalmente coberto por uma camada de óxido tenaz. Isto o torna inerte para ácidos, mas é atacado por alcalinos. É o elemento metálico mais comum na crosta da Terra (82000 ppm) e é extraído do óxido hidratado, Bauxita, por eletrólise do óxido dissolvido em hexafluoroaluminate de sódio fundido (criolite). O metal tem propriedades térmicas boas e é maleável e flexível. O alumínio e suas ligas são muito usados para várias aplicações, inclusive, na construção de aeronaves e partes de máquina.

#### Propriedades Atômicas [www.goodfellow.com]

|  |                                    |      |
|--|------------------------------------|------|
| Número Atômico                                 | 13                                 |      |
| Raio Atômico (nm)                              | 0.143                              |      |
| Peso Atômico (uma)                             | 26.98154                           |      |
| Estrutura do Cristal                           | Cúbico centrado na face            |      |
| Estrutura Electrônica                          | Ne 3s <sup>2</sup> 3p <sup>1</sup> |      |
| Potencial de Ionização                         | N <sup>o</sup> .                   | eV   |
|  | 1                                  | 5.99 |
|  | 2                                  | 18.8 |
|  | 3                                  | 28.4 |
|  | 4                                  | 120  |
|  | 5                                  | 154  |
|  | 6                                  | 190  |
| Distribuição do Isótopo Natural                | N <sup>o</sup> de Massa            | %    |
|  | 27                                 | 100  |
| Função de Trabalho Foto-elétrico( eV )         | 4.2                                |      |
| Seção de Choque para Nêutrons Térmicos (Barns) | 0.232                              |      |
| Valência mostrada                              | 3                                  |      |

#### Propriedades Elétricas

|  |        |
|--|--------|
| Coefficiente de Temperatura 0-100C ( K <sup>-1</sup> ) | 0.0045 |
| Resistividade Elétrica 20C (μOhmcm)                    | 2.67   |
| Temperatura Crítica de Superconductividade( K )        | 1.175  |

### Propriedades Mecânicas

|                              |       |         |                |
|------------------------------|-------|---------|----------------|
| Condição do Material         | Macio | Duro    | Policristalino |
| Módulos de Almento ( GPa )   |       |         | 75.2           |
| Dureza                       | 21    | 35-48   |                |
| Relação de Poisson           |       |         | 0.345          |
| Coefficiente de Tração (GPa) |       |         | 70.6           |
| Resistência à Tração (MPa)   | 50-90 | 130-195 |                |
| Campo de Força (MPa)         | 10-35 | 110-170 |                |

### Propriedades Físicas

|                                     |       |
|-------------------------------------|-------|
| Ponto de Ebulição (C)               | 2467  |
| Densidade 20C (g cm <sup>-3</sup> ) | 2.70  |
| Ponto de Fusão (C)                  | 660.4 |

### Propriedades Térmicas

|   |       |
|---|-------|
| Coefficiente de Dilatação Térmica 0-100C (x10 <sup>-6</sup> K <sup>-1</sup> ) | 23.5  |
| Calor Latente de Evaporação (J g <sup>-1</sup> )                              | 10800 |
| Calor Latente de fusão (J g <sup>-1</sup> )                                   | 388   |
| Calor Específico 25C (J K <sup>-1</sup> kg <sup>-1</sup> )                    | 900   |
| Condutividade Térmica 0-100C ( W m <sup>-1</sup> K <sup>-1</sup> )            | 237   |

### Cádmio

Descoberto em 1817, por Friedrich Stromeyer em Göttingen, na Alemanha, o cádmio é um elemento metálico branco. É prontamente acessível, concentrado e é extraído facilmente, aquecendo-se o óxido de carbono e destilando-se o metal. Tem uma abundância na crosta da Terra de 0.11 ppm. O cádmio foi usado em aplicações diversas quando chapeado, na fabricação de baterias e como pigmento amarelo para tintas, porém, seu índice de toxicidade alto restringe seu uso.

### Propriedades Atômicas [www.goodfellow.com]

|                        |                                     |
|------------------------|-------------------------------------|
| Número atômico         | 48                                  |
| Rádio atômico (nm)     | 0.152                               |
| Peso atômico (uma)     | 112.41                              |
| Estrutura cristalina   | Hexagonal pacote fechado            |
| Estrutura eletrônica   | Kr 4d <sup>10</sup> 5s <sup>2</sup> |
| Potencial de Ionização | Nº. eV                              |
|                        | 1 8.99                              |
|                        | 2 16.9                              |
|                        | 3 37.5                              |

|  |             |      |
|--|-------------|------|
| Distribuição do Isótopo Natural                          | Nº de Massa | %    |
|  | 106         | 1.2  |
|  | 108         | 0.9  |
|  | 110         | 12.4 |
|  | 111         | 12.8 |
|  | 112         | 24.0 |
|  | 113         | 12.3 |
|  | 114         | 28.8 |
|  | 116         | 7.6  |
| Função de trabalho foto-elétrica (eV)                    | 4.0         |      |
| Seção de Choque de absorção para nêutron térmico (Barns) | 2450        |      |
| Valência mostrada  | 2           |      |

#### Propriedades Elétricas

|  |        |
|--|--------|
| Coefficiente de temperatura 0-100C (K-1)         | 0.0043 |
| Resistividade elétrica 20C ( $\mu\text{Ohmcm}$ ) | 7.3    |
| Temperatura crítica de Supercondutividade (K)    | 0.517  |

#### Propriedades Mecânicas

|                            |        |                |
|----------------------------|--------|----------------|
| Condição material          | Elenco | Policristalino |
| Módulo Aumento (GPa)       |        | 51             |
| Dureza                     | 2.0    |                |
| Relação de Poisson         |        | 0.3            |
| Módulo elástico (GPa)      |        | 62.6           |
| Resistência à tração (MPa) | 71     |                |

#### Propriedades Físicas

|                                      |      |
|--------------------------------------|------|
| Ponto de ebulição (C)                | 765  |
| Densidade 20C ( $\text{g cm}^{-3}$ ) | 8.64 |
| Ponto de fusão (C)                   | 321  |

#### Propriedades Térmicas

|   |      |
|---|------|
| Coefficiente de expansão térmica 0-100C ( $\times 10^{-6} \text{ K}^{-1}$ ) | 31.0 |
| Calor Latente de evaporação (g-1 de J)                                      | 886  |
| Calor Latente de fusão (g-1 de J)   | 57   |
| Calor específico 25C ( $\text{J kg}^{-1} \text{ de K}^{-1}$ )               | 232  |

## Boro

Descoberto em 1808 por LJ Lussac e LJ Thenard (em Paris) e Sir Humphrey Davy (de Londres). O Boro é um elemento não-metálico, raramente é encontrado na natureza, geralmente ocorrendo como borados ou ácido orthobórico (a abundância de boro na crosta terrestre é de 10 ppm, sendo o principal minério de bórax,  $\text{Na}_2\text{B}_4\text{O}_7 \cdot x\text{H}_2\text{O}$ ). O Boro Amorfo é o mais comum alotrópico e existe como um pó escuro que não é reativo para a água, oxigênio, ácidos e álcalis. O Boro encontra grande importância dentro reatores nucleares devido a sua capacidade de absorção neutrônica. Os compostos de Boro são utilizados para inúmeras aplicações, incluindo a fabricação de determinados tipos de vidro e detergentes. O Boro reage diretamente com a maioria dos metais para produzir metal boratos que são duros, inertes binários compostos de diferentes fórmulas e modalidades de átomos de boro. Por exemplo, como um único átomo (M2B), pares (M3B2), duplos e individuais cadeias (MB, M3B4), folhas (MB2), B6 octaedra (MB6) e B12 clusters (MB12). Boro também faz o binário composto, Nitreto de boro, que é de interesse como é isoeletrônico com carbono, e ocorre em duas modificações estruturais; é uma estrutura semelhante a uma camada de grafite, que é macio e lubrificação, enquanto o outro (formadas sob alta pressão) tem uma estrutura muito dura, estável, conforme encontrada na estrutura tetraédrica diamante [[www.goodfellow.com](http://www.goodfellow.com)].

### Propriedades Atômicas

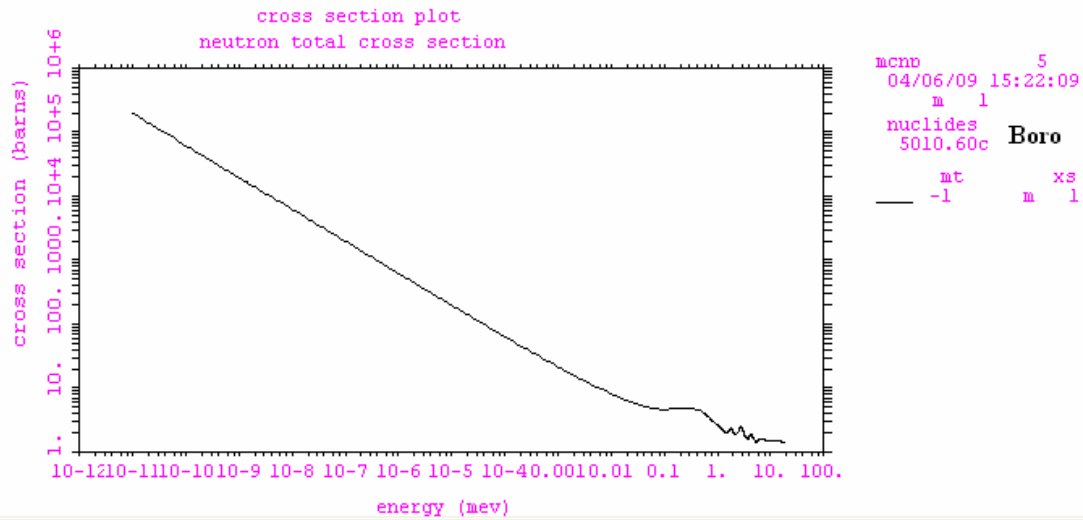
|                        |                |      |
|------------------------|----------------|------|
| ( eV )                 | 8.30           | 25.2 |
| Número Atômico         | 5              |      |
| Raio Atômico (nm)      | 0.097          |      |
| Massa Atômica (uma)    | 10.81          |      |
| Estrutura Cristalina   | Tetragonal     |      |
| Estrutura Eletrônica   | He $2s^2 2p^1$ |      |
| Potencial de Ionização | No.            | eV   |
|                        | 1              | 8.30 |
|                        | 2              | 25.2 |
|                        | 3              | 37.9 |
|                        | 4              | 259  |
|                        | 5              | 340  |

|  |                |                      |
|--|----------------|----------------------|
| Distribuição Isotópica natural                                     | Mass No.       | %                    |
|  | 10             | 19.8                 |
|  | 11             | 80.2                 |
| Função trabalho fóton-elétron (eV)                                 |                | 4.5                  |
| Seção de choque de absorção para nêutrons térmicos (Barns)         |                | 672                  |
| Valências  |                | 3                    |
| <b>Propriedades Elétricas</b>                                      |                |                      |
| Resistividade Elétrica 27C ( $\mu\text{Ohmcm}$ )                   |                | $1.8 \times 10^{12}$ |
| <b>Propriedades Mecânicas</b>                                      |                |                      |
| Condições Materiais  | Arco derretido |                      |
| Dureza - Mohs  |                | 9.5                  |
| Tensão modular (GPa)   |                | 441                  |
| Tensão elástica (MPa)  |                | 1580-2410            |
| <b>Propriedades Físicas</b>  |                |                      |
| Ponto de ebulição (C)  |                | 3700                 |
| Densidade 20C ( $\text{g cm}^{-3}$ )                               |                | 2.34-2.37            |
| Ponto de fusão (C)   |                | 2180                 |
| <b>Propriedades Térmicas</b>                                       |                |                      |
| Coeficiente de dilatação 0-100C ( $\times 10^{-6} \text{K}^{-1}$ ) |                | 8.3                  |
| Calor latente de evaporação ( $\text{J g}^{-1}$ )                  |                | 35000                |
| Calor latente de fusão ( $\text{J g}^{-1}$ )                       |                | 2090                 |
| Calor específico @25C ( $\text{J K}^{-1} \text{kg}^{-1}$ )         |                | 1030                 |

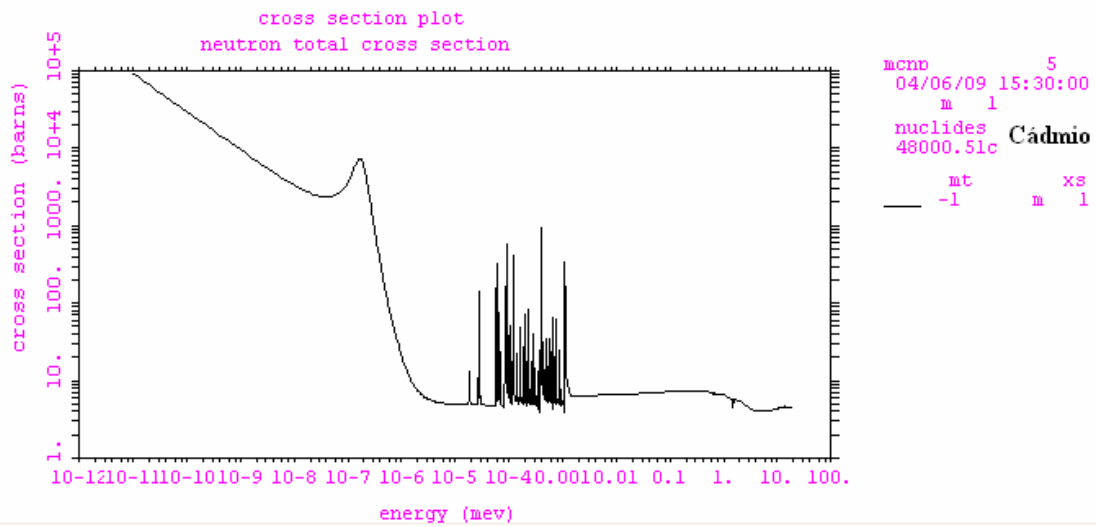
## ANEXO II

Espectro da seção de choque total de diferentes materiais em função da energia dos nêutrons, simulações realizadas com o código MCNP4b(Vised).

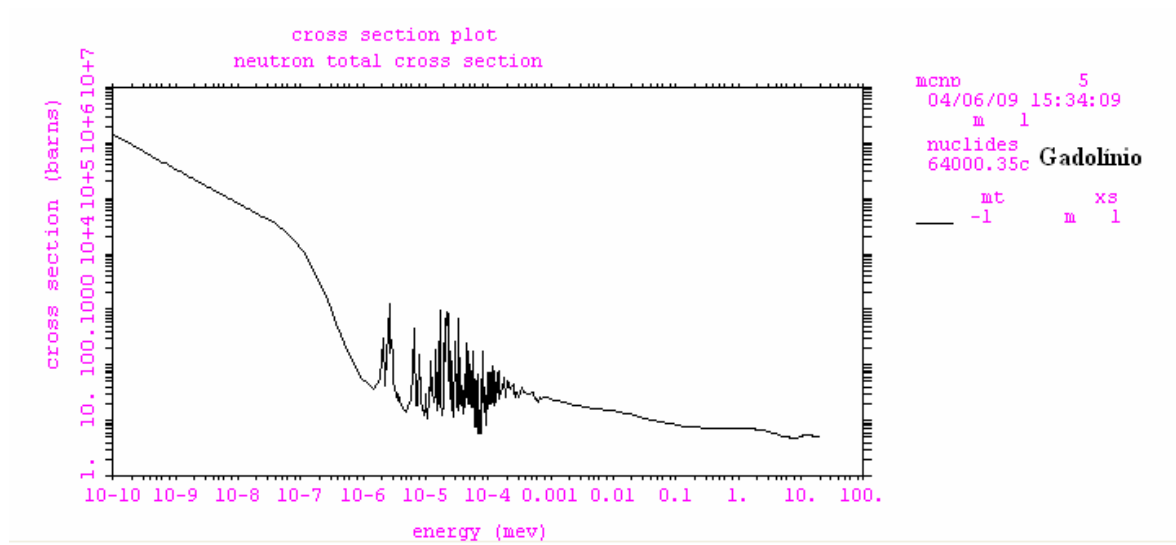
### Boro



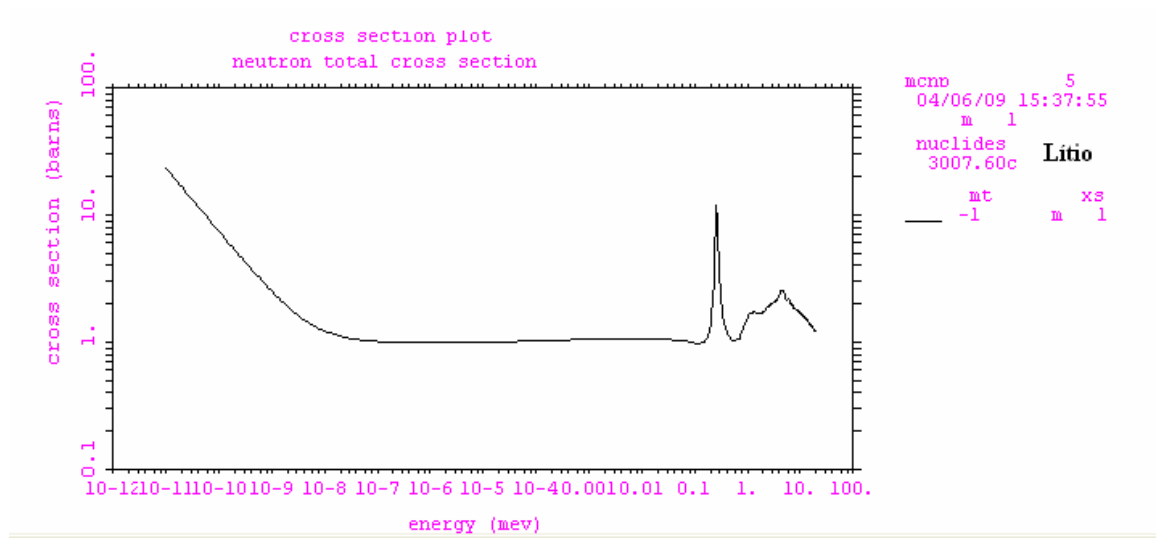
### Cádmio



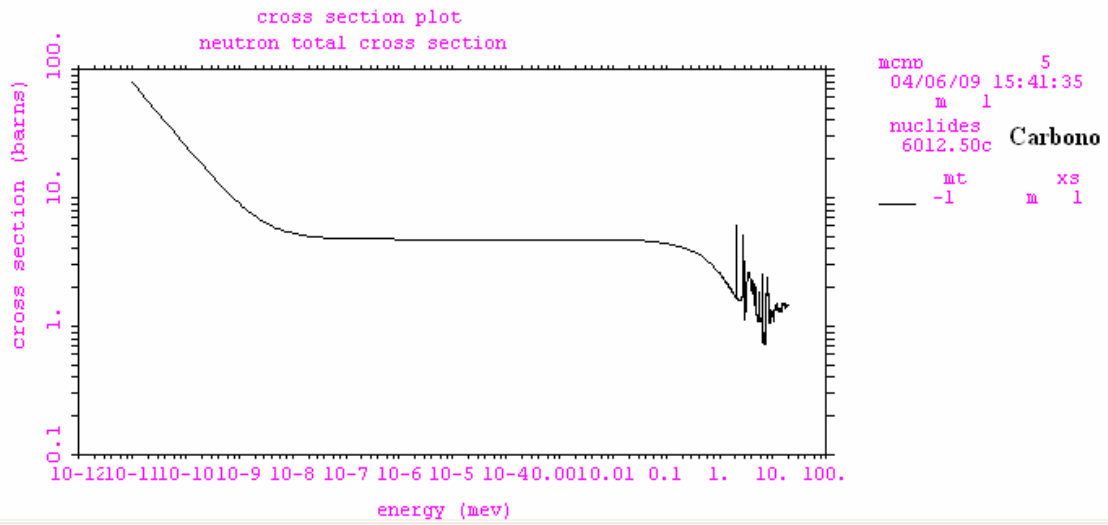
## Gadolinio



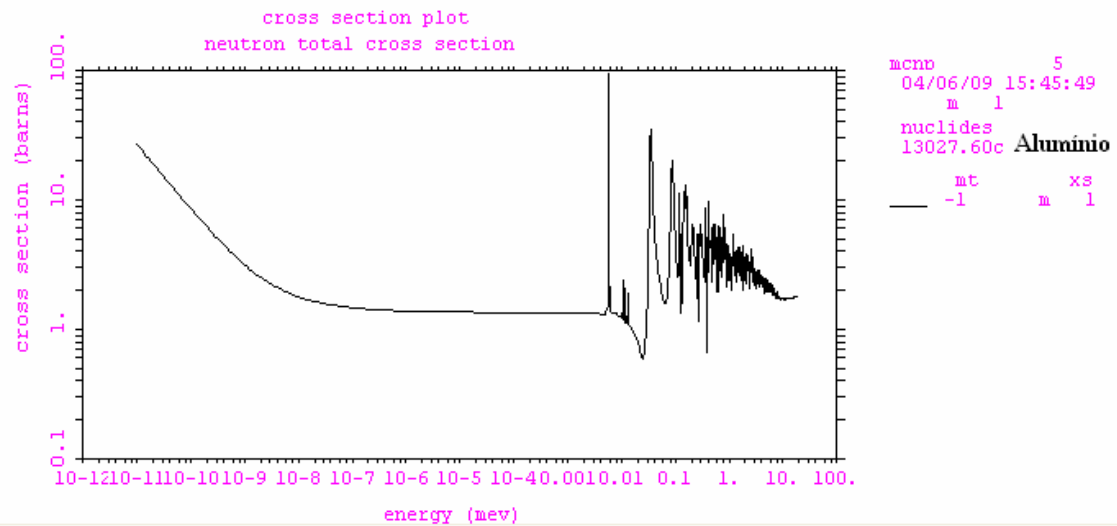
## Lítio



## Carbono

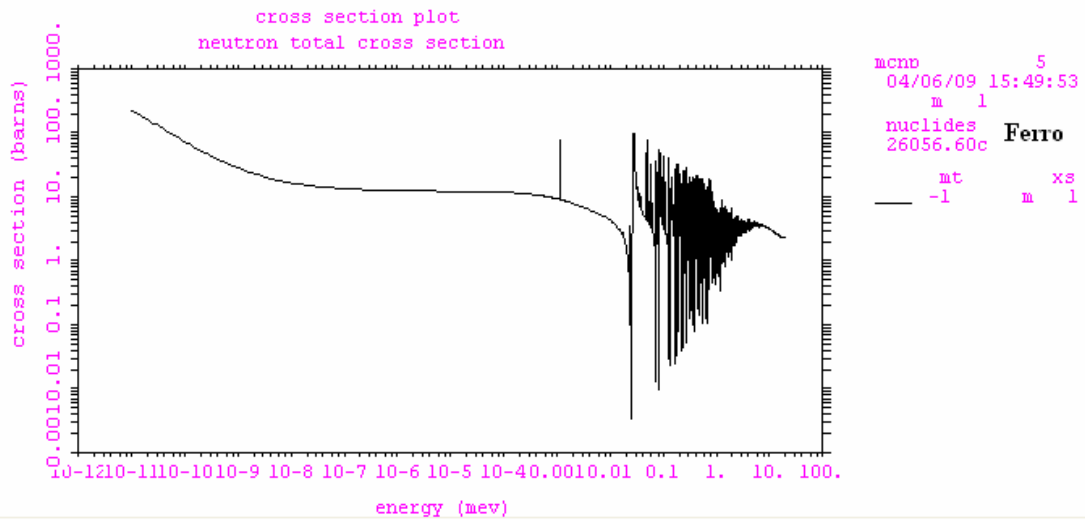


## Aluminio

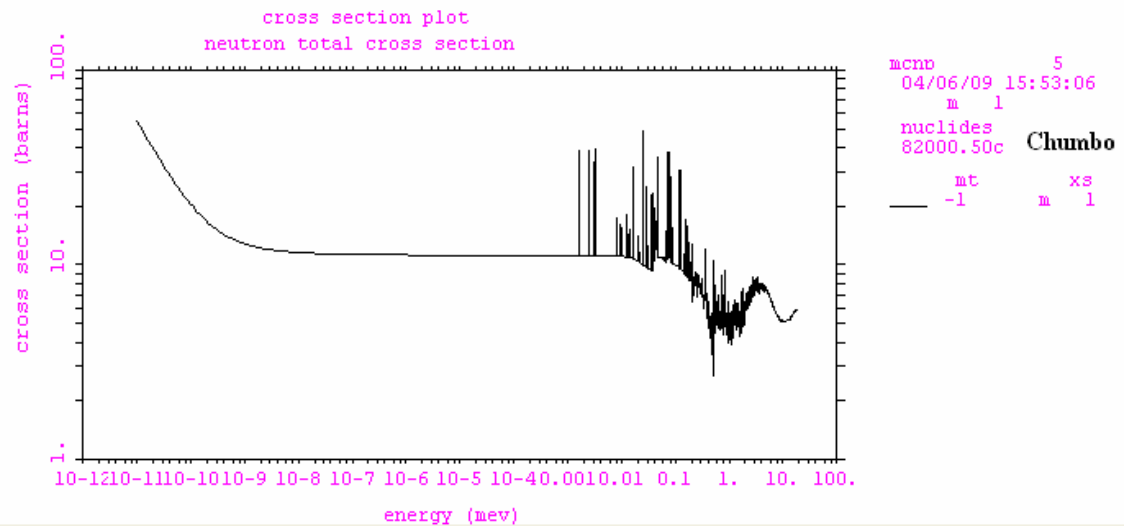




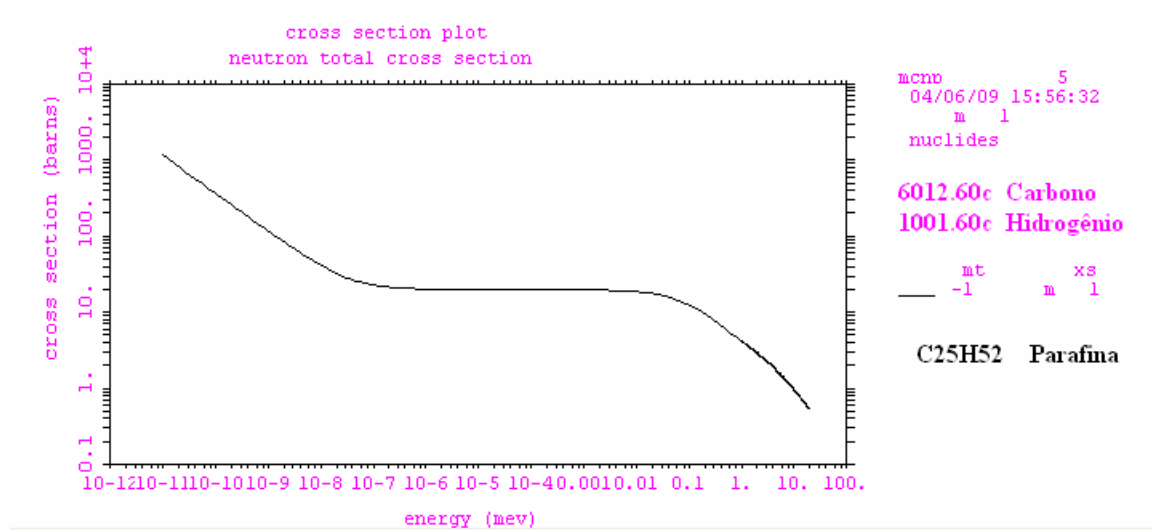
## Ferro



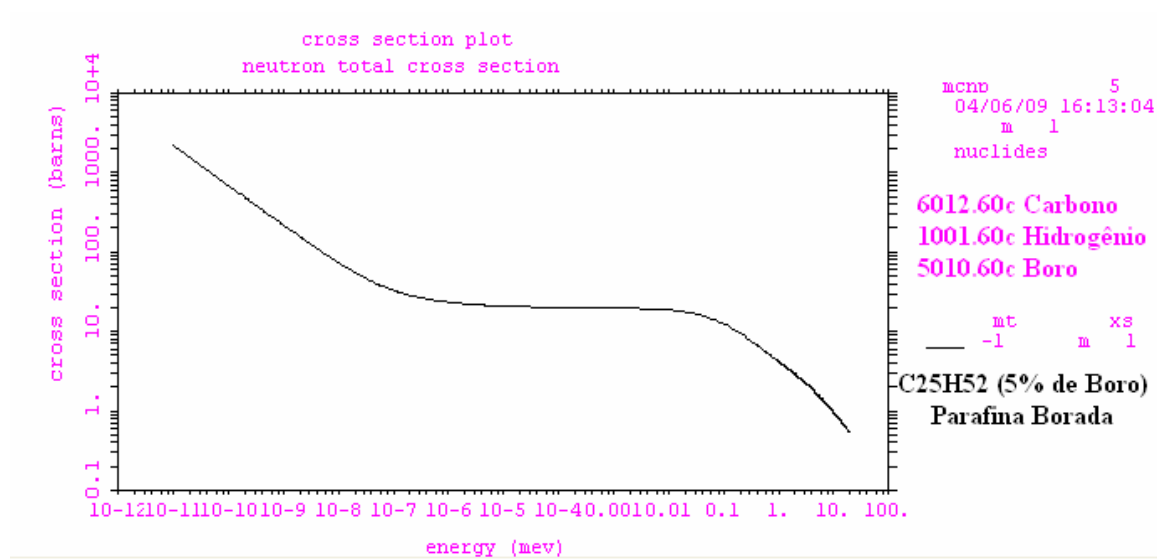
## Chumbo



## Parafina

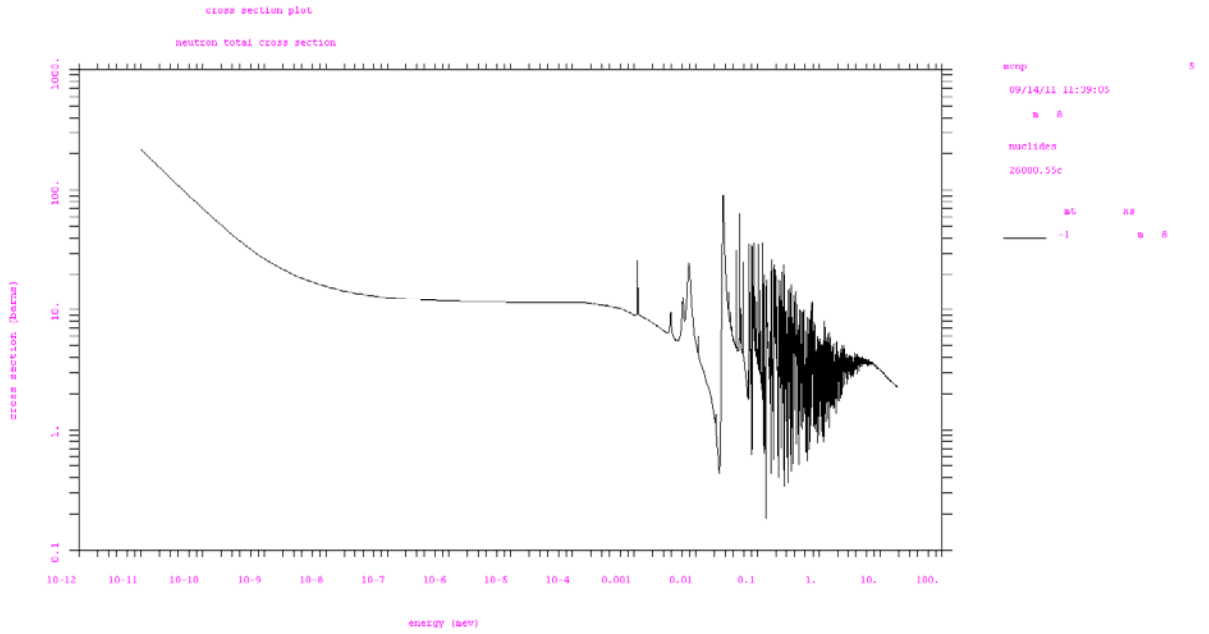


## Parafina Borada

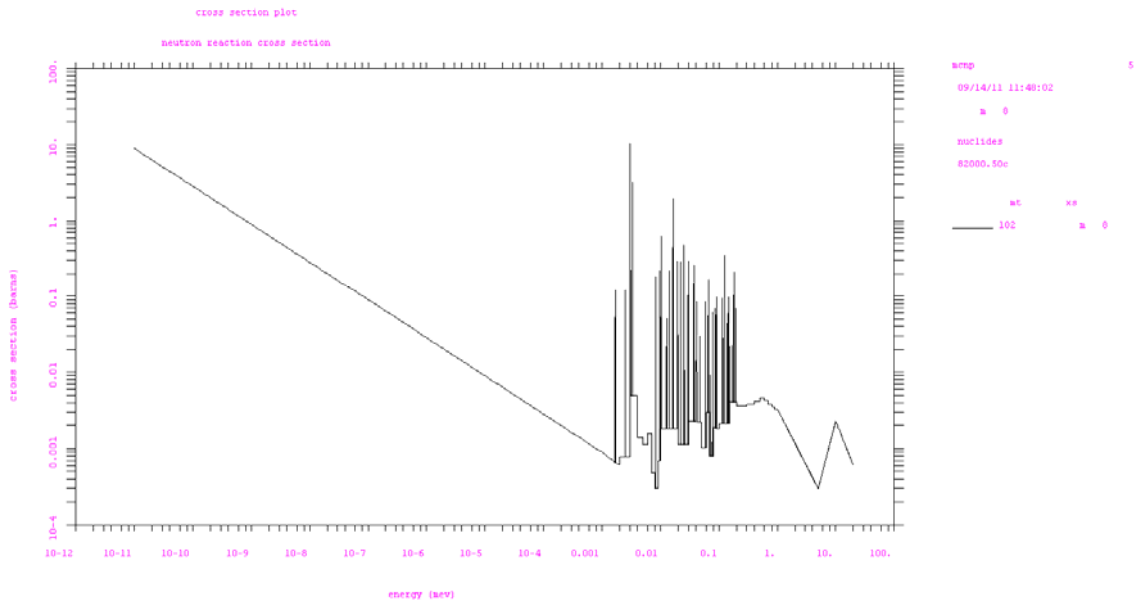


# Seção de Choque - (n, $\gamma$ )

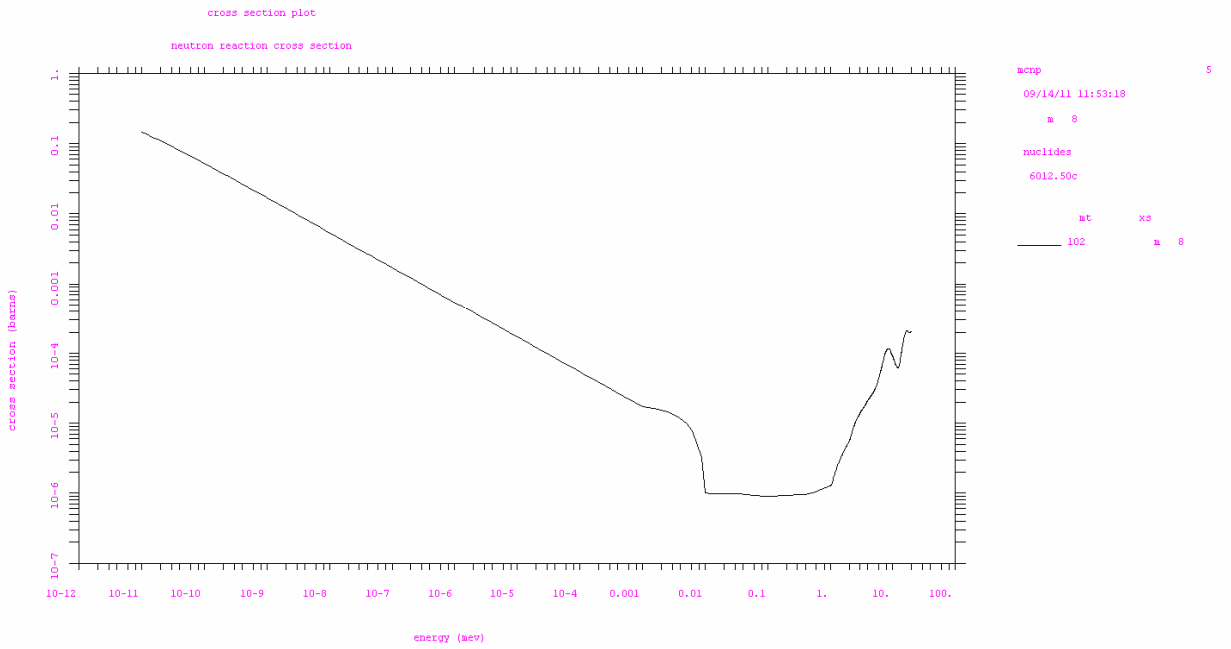
## Ferro



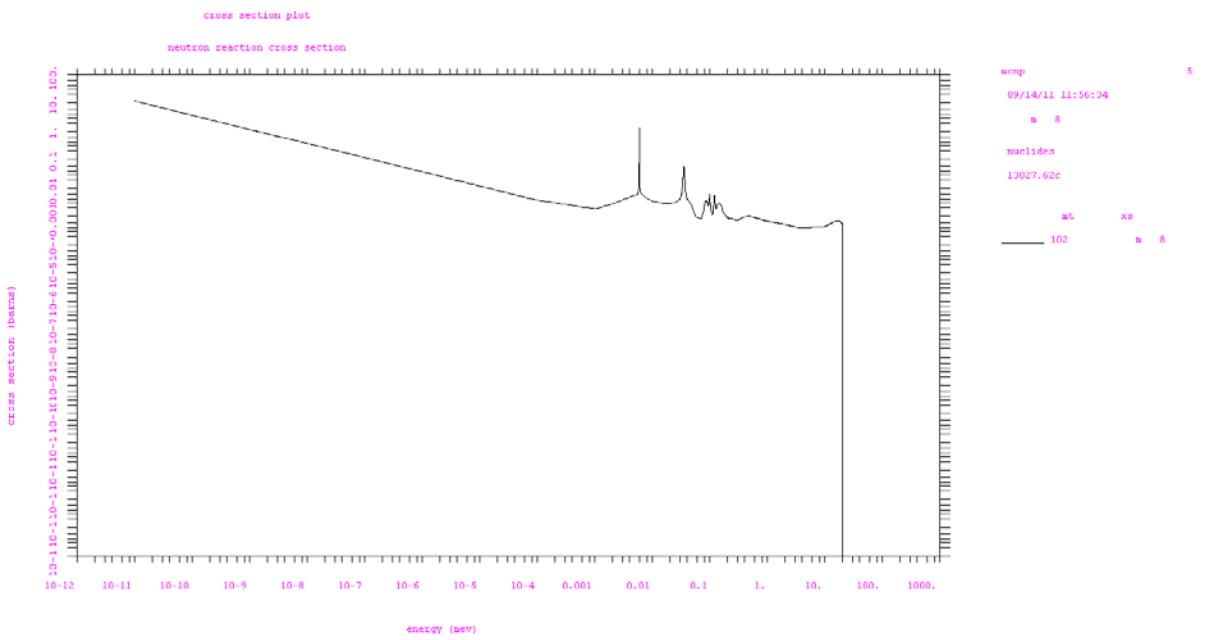
## Chumbo



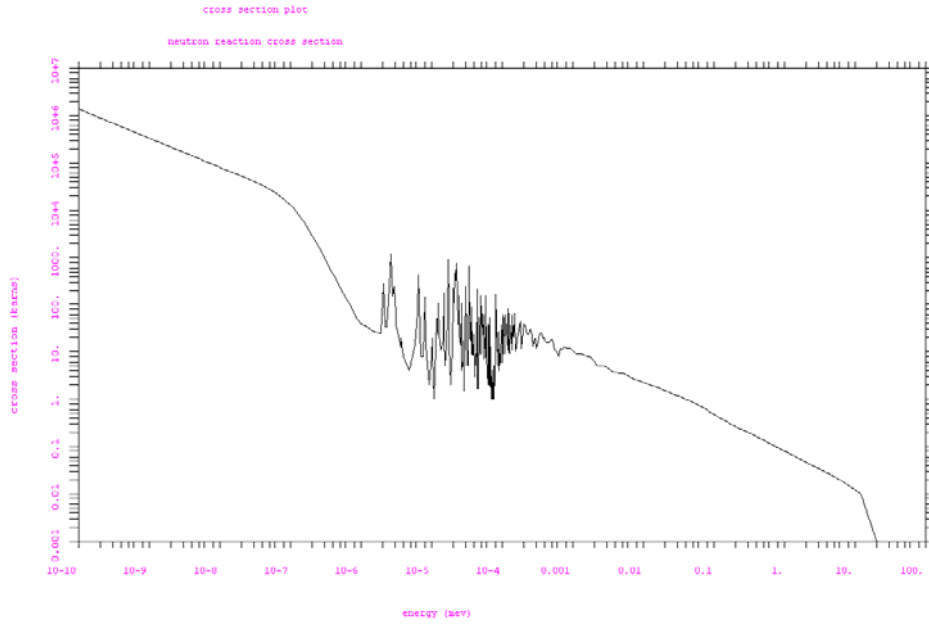
# Carbono



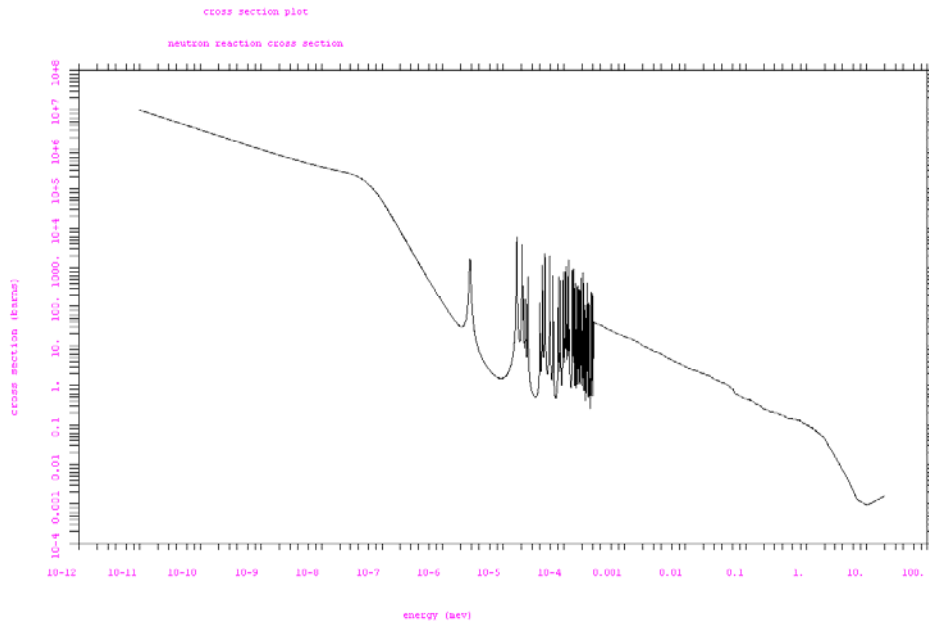
# Alumino



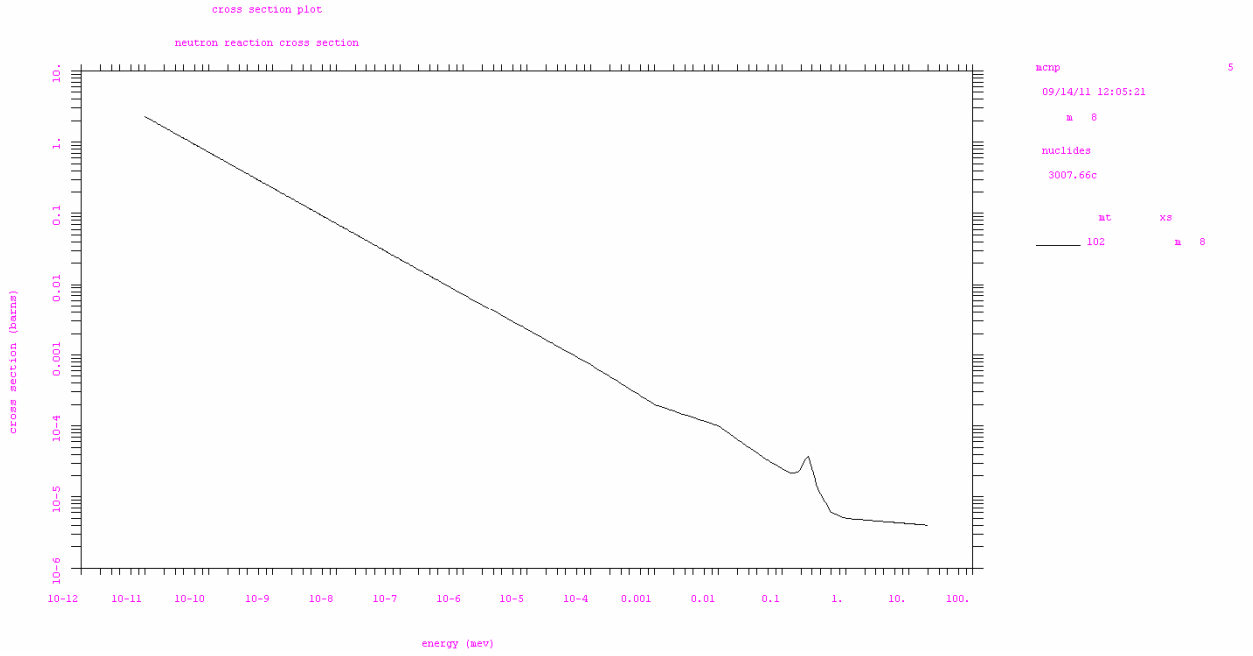
## Gadolinio "natural"



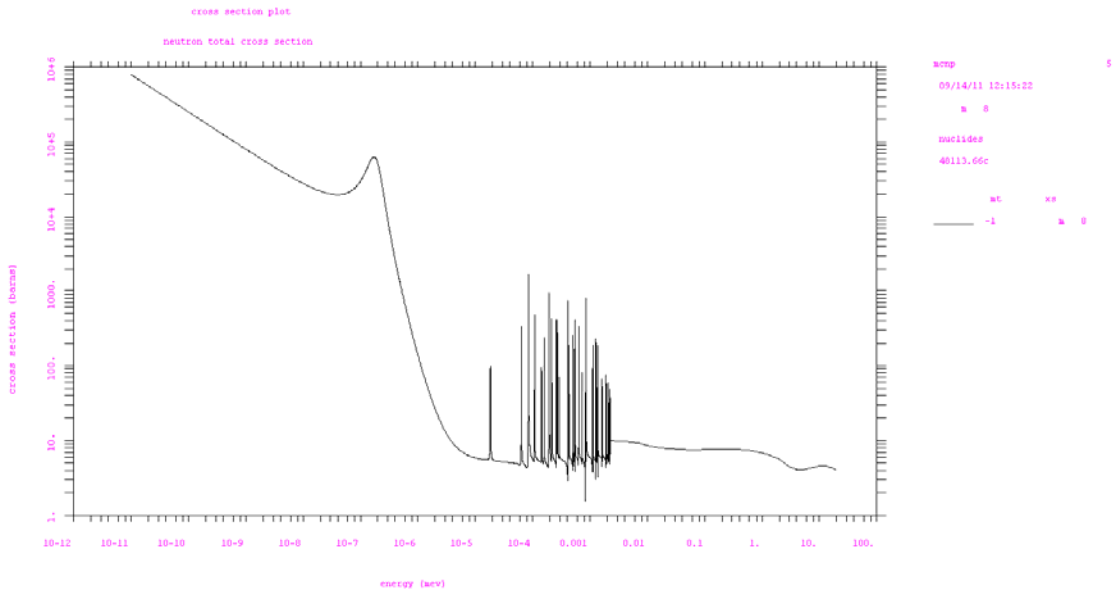
## Gadolinio-157



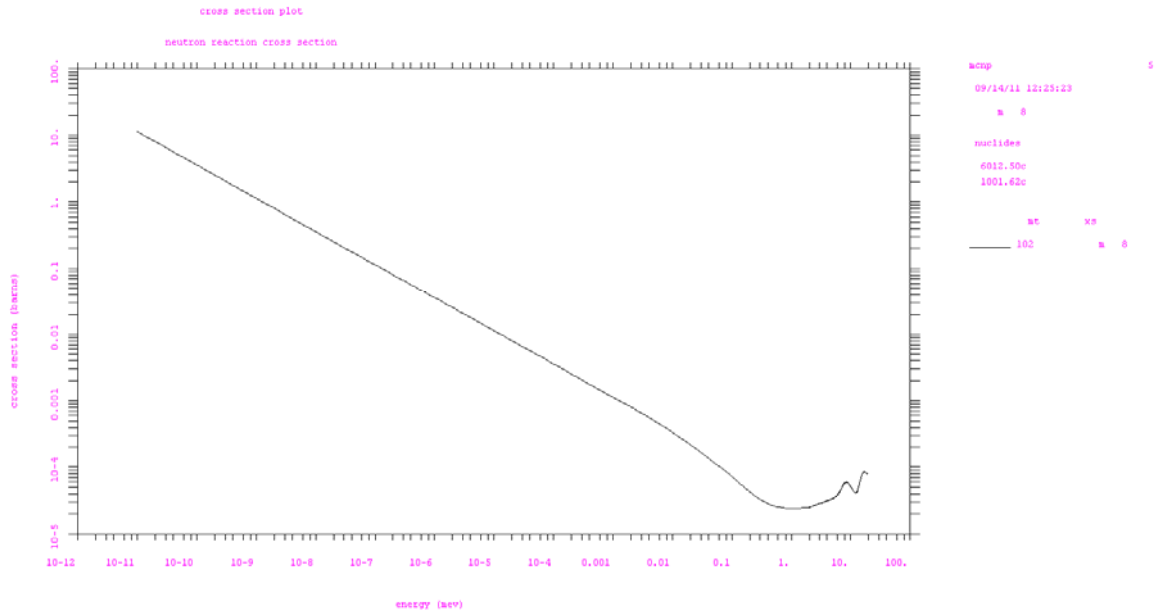
# Lítio



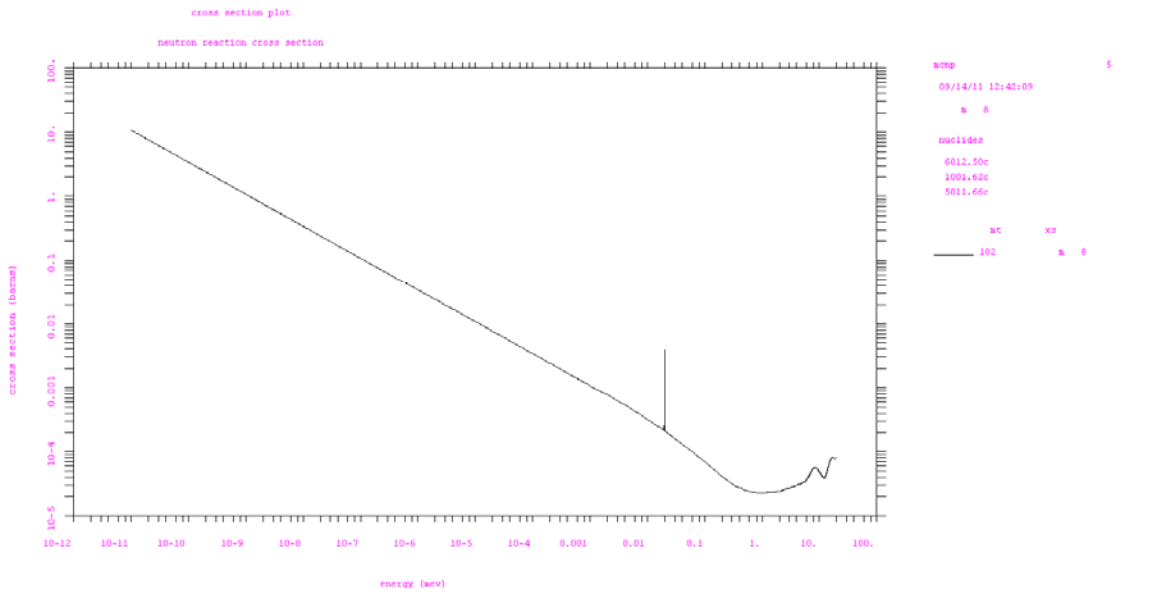
# Cádmio



# Parafina



# Parafina borada



### ANEXO III

Imput do programa MCNP4b, este é o imput básico usado nas simulações descritas neste trabalho, usando este mesmo imput, parâmetros foram mudados, para as diferentes simulações:

Validação da fonte de Am-Be

Cálculo da razão L/D do colimador

Materiais absorvedores de Nêutrons da Fonte de Am-Be

Materiais espalhadores de Nêutrons da Fonte de Am-Be

Linearidade de fluxo de nêutrons no plano da imagem

Cálculo de dose, simulação da melhor blindagem

Materiais

Geometria

Concentração de boro na parafina.

```
c *****
C ***** IRRADIADOR *****
C * Programa para calcular o Fluxo de nêutrons da Fonte *****
C * de Am241/Be (alfa,n) 185GBq MCNP *****
C ***** Karol Amon Marx de Oliveira *****
C ***** Definicao de Células *****
C Irradiador
c casca cubica externa do irradiador (Al)
300 2 -2.7 (2 -3 6 -8 10 -12) IMP:N=1 $paredes frente
301 2 -2.7 (-4 5 6 -8 10 -12 27) IMP:N=1 $paredes costas
302 2 -2.7 (3 -5 -8 9 10 -12) IMP:N=1 $paredes lateral dir
303 2 -2.7 (3 -5 6 -7 10 -12) IMP:N=1 $paredes lateral esq
304 2 -2.7 (3 -5 7 -9 10 -11) IMP:N=1 $paredes superior
305 2 -2.7 (3 -5 7 -9 -12 13) IMP:N=1 $paredes inferior
c casca cubica interna do irradiador (Al)
400 2 -2.7 (14 -15 18 -20 22 -24) IMP:N=1 $paredes frente
```



401 2 -2.7 (-16 17 18 -20 22 -24 26) IMP:N=1 \$paredes costas  
 402 2 -2.7 (15 -17 18 -19 22 -24) IMP:N=1 \$paredes lateral dir  
 403 2 -2.7 (15 -17 -20 21 22 -24) IMP:N=1 \$paredes lateral esq  
 404 2 -2.7 (15 -17 19 -21 22 -23) IMP:N=1 \$paredes superior  
 405 2 -2.7 (15 -17 19 -21 -24 25) IMP:N=1 \$paredes inferior  
 c colimador parte divergente (Al)  
 500 2 -2.7 (26 -27 16 -28) IMP:N=1 \$colimador conico divergente  
 501 1 -0.00125 (-26 17 -28) IMP:N=1 \$dentro do col div, ar  
 502 1 -0.00125 (-26 28 -4) IMP:N=1 \$dentro do col par, ar  
 c colimador paralelo (parafina borada) definicao proprio irradiador  
 c lugar da fonte  
 503 1 -0.00125 (15 -17 19 -21 23 -25) IMP:N=1 \$lugar da fonte, ar  
 c nucleo do irradiador (parafina borada, C25H52)  
 600 3 -0.89 (3 -5 6 -8 10 -12)#300#301#302#303#304#305#400#401#402#403  
 #404#405#500#501#502#503 IMP:N=1  
 c superficie 4 \$detector plano, por enquanto Arc  
 C Universo Importante  
 100 1 -0.00125 -1#300#301#302#303#304#305#400#401#402#403  
 #404#405#500#501#502#503#600 IMP:N=1 \$Esfera centrada na origem  
 R=100, Ar \$  
 c Fora do Universo  
 200 0 1 IMP:N=0 \$fora da esfera 1, vacuo

C \*\*\*\*\* Definicao de Superficies \*\*\*\*\*

c universo importante  
 1 so 100 \$esfera (0,0,0) R=100  
 c casca externa cubica do irradiador, Al  
 2 py -28.2  
 3 py -28.0  
 4 py 28.2  
 5 py 28.0

6 px -28.2  
7 px -28.0  
8 px 28.2  
9 px 28.0  
10 pz -28.2  
11 pz -28.0  
12 pz 28.2  
13 pz 28.0

c casca interna cubica do irradiador, Al

14 py -3.2  
15 py -3.0  
16 py 3.2  
17 py 3.0  
18 px -3.2  
19 px -3.0  
20 px 3.2  
21 px 3.0  
22 pz -3.2  
23 pz -3.0  
24 pz 3.2  
25 pz 3.0

C parede do col div de 0,2 cm espessura, Al, D=2,5cm

26 ky -20.97 0.01

27 cy 8.00 \$usa-se a sup 16

28 py 28.2

c colimador paralelo, parafina borada, superficies ja definidas a cima

c detector plano (paralelepipdo)

c sup. 4

C \*\*\*\*\* Definição da Fonte \*\*\*\*\*

C Tipo de partícula a simular Nêutrons e fótons

```

c MODE N,P          $ Nêutrons e Fótons
C  POSIÇÃO  FONTE EM Z RAIOS EXTENÇÃO(centro ou centro da base)
SDEF ERG=D1 PAR=1  AXS 0 1 0 POS -1.25 -1.25 0 RAD=D2 EXT=D3C
C ***  Espectro de Energia da Fonte de Am/Be  *****
c ***  Espectro da iso8529-1:2001 AmB(alfa,n) *****
SI1 h 4.14E-07 .11 .33 .54 .75 .97 1.18 1.40 1.61 1.82 2.04 2.25
      2.47 2.68 2.90 3.11 3.32 3.54 3.75 3.97 4.18 4.39 4.61
      4.82 5.04 5.25 5.47 5.68 5.89 6.11 6.32 6.54 6.75 6.96
      7.18 7.39 7.61 7.82 8.03 8.25 8.46 8.68 8.89 9.11 9.32
      9.53 9.75 9.96 10.18 10.39 10.60 10.82 11.03
SP1 d 0.0 1.44E-02 3.34E-02 3.13E-02 2.81E-02 2.50E-02
      2.14E-02 1.98E-02 1.75E-02 1.92E-02 2.23E-02 2.15E-02
      2.25E-02 2.28E-02 2.95E-02 3.56E-02 3.69E-02 3.46E-02
      3.07E-02 3.00E-02 2.69E-02 2.86E-02 3.18E-02 3.07E-02
      3.33E-02 3.04E-02 2.74E-02 2.33E-02 2.06E-02 1.82E-02
      1.77E-02 2.04E-02 1.83E-02 1.63E-02 1.68E-02 1.680E-02
      1.88E-02 1.84E-02 1.69E-02 1.44E-02 9.68E-03 6.52E-03
      4.26E-03 3.67E-03 3.81E-03 5.06E-03 6.25E-03 5.52E-03
      4.68E-03 3.70E-03 2.78E-03 1.51E-03 3.63E-04
C
SI2 0 1.25
SP2 -21 1
SI3 0 2.5
SP3 -21 0
C ***** Definição de Materiais *****
C ***** Ar *****
M1 7014 -0.755 $Nitrogênio-14
      8016 -0.232 $Oxigênio-16
      18000 -0.013 $Argônio-40
C ***** Alumínio *****
M2 13027 1.00 $Al

```

c \*\*\*\*\* Parafina Borada (C25H52) \*\*\*\*\*

M3 6012 -0.325 \$ C

1001 -0.675 \$ H

C ZZZ Número Atômico e AAA Massa atomica

C TALLY - RESPOSTA DESEJADA

F1:N 4 \$Fluxo médio sobre uma superfície

E1 4.14E-07 .11 .33 .54 .75 .97 1.18 1.40 1.61 1.82 2.04 2.25

2.47 2.68 2.90 3.11 3.32 3.54 3.75 3.97 4.18 4.39 4.61

4.82 5.04 5.25 5.47 5.68 5.89 6.11 6.32 6.54 6.75 6.96

7.18 7.39 7.61 7.82 8.03 8.25 8.46 8.68 8.89 9.11 9.32

9.53 9.75 9.96 10.18 10.39 10.60 10.82 11.03

M PLOT FREQ 10000 NONORM NOERRBAR LINLOG

NPS 30000000

C \*\*\* FIM \*\*\*

INP II

C \*\*\*\*\* IRRADIADOR \*\*\*\*\*

C \* Programa para calcular o Fluxo de nêutrons em uma linha no plano da imagem \*

C \* de Am241/Be (alfa,n) 185GBq MCNP \*\*\*\*\*

C \*\*\*\*\* Karol Amon Marx de Oliveira \*\*\*\*\*

C \*\*\*\*\* Definicao de Células \*\*\*\*\*

C Irradiador

c casca cubica externa do irradiador (Al)

300 2 -2.7 (2 -3 6 -8 10 -12) IMP:N=1 \$paredes frente

301 2 -2.7 (-4 5 6 -8 10 -12 27) IMP:N=1 \$paredes costas

302 2 -2.7 (3 -5 -8 9 10 -12) IMP:N=1 \$paredes lateral dir

303 2 -2.7 (3 -5 6 -7 10 -12) IMP:N=1 \$paredes lateral esq

304 2 -2.7 (3 -5 7 -9 10 -11) IMP:N=1 \$paredes superior

305 2 -2.7 (3 -5 7 -9 -12 13) IMP:N=1 \$paredes inferior

c casca cubica interna do irradiador (Al)

400 2 -2.7 (14 -15 18 -20 22 -24) IMP:N=1 \$paredes frente  
 401 2 -2.7 (-16 17 18 -20 22 -24 26) IMP:N=1 \$paredes costas  
 402 2 -2.7 (15 -17 18 -19 22 -24) IMP:N=1 \$paredes lateral dir  
 403 2 -2.7 (15 -17 -20 21 22 -24) IMP:N=1 \$paredes lateral esq  
 404 2 -2.7 (15 -17 19 -21 22 -23) IMP:N=1 \$paredes superior  
 405 2 -2.7 (15 -17 19 -21 -24 25) IMP:N=1 \$paredes inferior  
 c colimador parte divergente (Al)  
 500 2 -2.7 (26 -27 16 -28) IMP:N=1 \$colimador conico divergente  
 501 1 -0.00125 (-26 17 -28) IMP:N=1 \$dentro do col div, ar  
 502 1 -0.00125 (-26 28 -4) IMP:N=1 \$dentro do col par, ar  
 c colimador paralelo (parafina borada) definicao proprio irradiador  
 c lugar da fonte  
 503 1 -0.00125 (15 -17 19 -21 23 -25) IMP:N=1 \$lugar da fonte, ar  
 c nucleo do irradiador (parafina borada, C25H52)  
 600 3 -0.89 (3 -5 6 -8 10 -12)#300#301#302#303#304#305#400#401#402#403  
 #404#405#500#501#502#503 IMP:N=1

### C Universo Importante

100 1 -0.00125 -1#300#301#302#303#304#305#400#401#402#403  
 #404#405#500#501#502#503#600 IMP:N=1 \$Esfera centrada na origem  
 R=100, Ar \$  
 c Fora do Universo  
 200 0 1 IMP:N=0 \$fora da esfera 1, vacuo

### C \*\*\*\*\* Definicao de Superficies \*\*\*\*\*

c universo importante  
 1 so 100 \$esfera (0,0,0) R=100  
 c casca externa cubica do irradiador, Al  
 2 py -53.2  
 3 py -53.0  
 4 py 53.2  
 5 py 53.0

6 px -53.2  
7 px -53.0  
8 px 53.2  
9 px 53.0  
10 pz -53.2  
11 pz -53.0  
12 pz 53.2  
13 pz 53.0

c casca interna cubica do irradiador, Al

14 py -3.2  
15 py -3.0  
16 py 3.2  
17 py 3.0  
18 px -3.2  
19 px -3.0  
20 px 3.2  
21 px 3.0  
22 pz -3.2  
23 pz -3.0  
24 pz 3.2  
25 pz 3.0

c

C parede do col div de 0,2 cm espessura, Al, D=2,5cm

26 ky -8.97 0.008  
27 cy 8.00 \$usa-se a sup 16  
28 py 43.2

C \*\*\*\*\* Definição da Fonte \*\*\*\*\*

C Tipo de partícula a simular Nêutrons e fótons

c MODE N,P \$ Nêutrons e Fótons

SDEF ERG=D1 PAR=1 AXS 0 1 0 POS -1.25 -1.25 0 RAD=D2 EXT=D3

C \*\*\* Espectro de Energia da Fonte de Am/Be \*\*\*\*\*

c \*\*\* Espectro da iso8529-1:2001 AmB(alfa,n) \*\*\*\*\*

SI1 h 4.14E-07 .11 .33 .54 .75 .97 1.18 1.40 1.61 1.82 2.04 2.25

2.47 2.68 2.90 3.11 3.32 3.54 3.75 3.97 4.18 4.39 4.61

4.82 5.04 5.25 5.47 5.68 5.89 6.11 6.32 6.54 6.75 6.96

7.18 7.39 7.61 7.82 8.03 8.25 8.46 8.68 8.89 9.11 9.32

9.53 9.75 9.96 10.18 10.39 10.60 10.82 11.03

SP1 d 0.0 1.44E-02 3.34E-02 3.13E-02 2.81E-02 2.50E-02

2.14E-02 1.98E-02 1.75E-02 1.92E-02 2.23E-02 2.15E-02

2.25E-02 2.28E-02 2.95E-02 3.56E-02 3.69E-02 3.46E-02

3.07E-02 3.00E-02 2.69E-02 2.86E-02 3.18E-02 3.07E-02

3.33E-02 3.04E-02 2.74E-02 2.33E-02 2.06E-02 1.82E-02

1.77E-02 2.04E-02 1.83E-02 1.63E-02 1.68E-02 1.680E-02

1.88E-02 1.84E-02 1.69E-02 1.44E-02 9.68E-03 6.52E-03

4.26E-03 3.67E-03 3.81E-03 5.06E-03 6.25E-03 5.52E-03

4.68E-03 3.70E-03 2.78E-03 1.51E-03 3.63E-04

C

SI2 0 1.25

SP2 -21 1

SI3 0 2.5

SP3 -21 0

C \*\*\*\*\* Definição de Materiais \*\*\*\*\*

C \*\*\*\*\* Ar \*\*\*\*\*

M1 7014 -0.755 \$Nitrogênio-14

8016 -0.232 \$Oxigênio-16

18000 -0.013 \$Argônio-40

C \*\*\*\*\* Alumínio \*\*\*\*\*

M2 13027 -1.00 \$Al

c \*\*\*\*\* Parafina Borada (C25H52) \*\*\*\*\*

M3 6012 -0.325 \$C

1001 -0.675 \$H

```
C      ZZZ Número Atômico e AAA Massa atomica
C      TALLY - RESPOSTA DESEJADA
C      $FLUXO EM UMA LINHA DO DETECTOR
F5:N 0 53 0 0 1 53 0 0 2 53 0 0 3 53 0 0 4 53 0 0 5 53 0 0
C -1 53 0 0 -2 53 0 0 -3 53 0 0 -4 53 0 0 -5 53 0 0
MPLT FREQ 10000 NONORM NOERRBAR LINLOG
NPS 300000000
C **** FIM ****
```