



CNEN/SP

ipen Instituto de Pesquisas
Energéticas e Nucleares

AUTARQUIA ASSOCIADA A UNIVERSIDADE
DE SÃO PAULO

DESENVOLVIMENTO E CALIBRAÇÃO DE UM DOSÍMETRO PESSOAL PARA NÊUTRONS UTILIZANDO DETECTORES SÓLIDOS DE TRAÇOS NUCLEARES

ÊUDICE CORREIA VILELA

**Tese apresentada como parte dos
requisitos para obtenção do Grau de
Doutor em Ciências na Área de
Tecnologia Nuclear.**

Orientador:

Dra. Marília Teresa Freitas Cesar Khouri

**São Paulo
1996**

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

**DESENVOLVIMENTO E CALIBRAÇÃO DE UM DOSÍMETRO
PESSOAL PARA NÊUTRONS UTILIZANDO DETECTORES
SÓLIDOS DE TRAÇOS NUCLEARES**

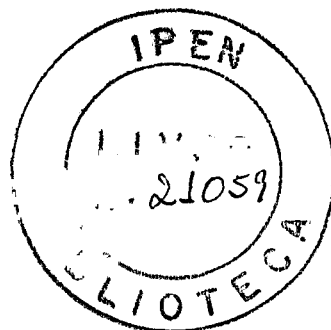
ÊUDICE CORREIA VILELA

Tese apresentada como parte dos requisitos
para obtenção do título de Doutor em
Ciências na Área de Tecnologia Nuclear
Básica.

Orientadora:
Dra. Marília Teresa Freitas Cesar Khouri

SÃO PAULO

1996



À
minha mãe e a todas as pessoas
que entraram na minha vida
nestes cinco anos,
especialmente àquelas que
ficaram.

Agradecimentos

Este trabalho não seria possível de ser realizado sem a colaboração de muitas pessoas a quem peço desculpas por não citá-las uma a uma aqui, mas penso que cada uma sabe a importância que teve no desenvolvimento deste e o quanto eu estou agradecido a cada uma delas.

Agradeço, entretanto, de forma especial à Dra. Marília Teresa Freitas Cesar Khouri, pela sua paciência, coragem, amizade e orientação que fizeram com que este trabalho chegasse até este ponto, e ao pessoal:

- do TFF que possibilitou a sua realização;
- do ENEA/BO (Itália), pela receptividade com que me recebeu e pela possibilidade de utilização de seus laboratórios para desenvolvimento de parte deste trabalho;
- do EURADOS pela realização das irradiações com feixes monoenergéticos;
- do Laboratório de Dosimetria do IFUSP pela disponibilidade e receptividade com que nos recebeu todas as vezes que precisamos utilizar as suas instalações;
- das Oficinas do IPEN que sempre deu um jeito de contornar alguns problemas impossíveis à primeira vista, para que obtivéssemos o equipamento necessário à realização do mesmo;
- da CAPES, CNPQ e FAPESP pelo suporte financeiro durante a realização deste; e
- do departamento de Física da Universidade de Bologna e setor INFN de Bologna pela simpatia com que me recebeu e viabilizou a minha estada ali, tornando-a o mais agradável possível.

Finalmente, agradeço a todos os amigos que ajudaram, discutiram, criticaram e incentivaram tal trabalho e sem os quais este não teria realmente significado.

Desenvolvimento e calibração de um dosímetro pessoal para nêutrons utilizando detectores sólidos de traços nucleares

Êudice Correia Vilela

Resumo

Um dosímetro pessoal para nêutrons utilizando dois detectores sólidos de traços nucleares, comercialmente conhecidos como CR-39 e Makrofol-DE foi desenvolvido, calibrado e testado. Este dosímetro responde a nêutrons nos intervalos de energia térmico, epitérmico e rápido.

Apresentamos dados das diferentes etapas de desenvolvimento de tal dosímetro, ou seja, estudo dos materiais que o compõem, desempenho, calibração e teste.

Os materiais foram estudados considerando sempre a sua aplicação na dosimetria pessoal, portanto, foram verificadas sua resposta em função da energia, em função do ângulo de incidência da radiação, limites de dose de utilização, reprodutibilidade, além de estudos das condições de revelação, sistema de revelação e leitura dos mesmos.

O trabalho apresentado para a faixa de energia rápida foi realizada em conjunto com o laboratório de dosimetria do ENEA/BO (Itália) que possibilitou irradiações com feixes de nêutrons monoenergéticos (0,565; 1,2; 5,3; 15,1 MeV) e nos campos provenientes do ^{252}Cf e gerados com aceleradores com energias máximas de 44,5 e 66 MeV.

As irradiações para energias térmica e epitérmica foram realizadas no canal de irradiação número 8 do reator de pesquisas IEA-R1 do IPEN-CNEN/SP

e em campos de nêutrons termalizados por parafina em arranjo experimental do laboratório de dosimetria do IFUSP.

A calibração do dosímetro desenvolvido foi realizada com uma fonte de ^{252}Cf que é a mais apropriada para os ambientes em que se deseja que tal instrumento seja utilizado posteriormente.

Os testes realizados com o dosímetro foram realizados em três instalações do IPEN-CNEN/SP. Os resultados obtidos são apresentados e demonstram a confiabilidade do instrumento proposto e a necessidade de um sistema do gênero para controle pessoal em tais laboratórios.

Development and calibration of a neutron personal dosemeter using solid state nuclear track detectors

Êudice Correia Vilela

Abstract

A neutron personal dosemeter using two solid state nuclear track detectors, commercially known as CR-39 and Makrofol-DE, was developed, calibrated and tested. This dosemeter is neutron sensitive in the three energy ranges usually denoted as thermal, epithermal and fast.

Data presented here are those obtained for the different steps of the dosemeter development, more specifically for the study of the materials to be employed, calibration and testing of such a dosemeter.

Both the materials have been studied taking into account their applicability in personal neutron dosimetry, therefore their response to neutron beams of different energies, incidence angles, different dose limits, reproducibility, optimal etching conditions and analysis systems were verified.

In the work herein presented, the studies for the fast range of energy were carried out together with the dosimetry laboratory of the ENEA/BO (Italy), what has made possible dosemeter irradiations with monoenergetic neutron beams (0.565, 1.2, 5.3, 15.1 MeV), with ^{252}Cf field and two fields with maxim energy 44.6 and 66 MeV and average energies: 25 and 30 MeV, respectively.

The irradiations with thermal and epithermal neutrons were carried out at the beam hole number 8 of the research reactor IEA-R1 of the IPEN-CNEN/SP and using thermalized neutron fields obtained in an experimental arrangement at the dosimetry laboratory of the Instituto de Física of the Universidade de São Paulo.

The dosemeter calibration was done using the semi empirical method for a ^{252}Cf source. This choice was due to the fact that this radionuclide spectrum is the nearest to

those found on the surrounds of particle accelerators or reactors, where this dosimeter is intended to be employed.

The dosimeter test was carried out in three laboratories of the IPEN-CNEN/SP. Obtained results are presented which work as a test of the dosimeter accuracy and show the need of such a system for the personal dosimetry control in these laboratories.

Sumário

Capítulo 1 - Introdução.....	01
Capítulo 2 - Dosimetria pessoal para nêutrons.....	06
2.1. - Introdução.....	06
2.2. - Grandezas de referência na dosimetria neutrônica.....	07
2.3. - Instrumentação para a dosimetria pessoal para nêutrons.....	12
2.3.1. - Emulsões fotográficas.....	14
2.3.2. - TLD's.....	15
2.3.3. - Dosímetros Albedo.....	16
2.3.4. - Dosímetros a traços de recuo (SSNTD's).....	17
2.3.5. - Dosímetros a traços de fissão.....	19
2.3.6. - Dosímetros a bolha superaquecida (SDD - Superheated Drop Detector).....	19
2.3.7. - Outras possibilidades.....	20
2.4. - Considerações sobre a técnica de calibração de dosímetros pessoais para nêutrons.....	20
2.4.1. - Infra-estrutura para realização da calibração.....	22
2.4.1.1. - A sala para a calibração.....	22
2.4.1.2. - As fontes.....	22
2.4.1.3. - Os simuladores.....	22
2.4.1.4. - Métodos para determinação do fator de espalhamento.....	23
a) Método do cone de sombras.....	23
b) Método semi-empírico.....	24
c) Método do ajuste polinomial.....	24
2.4.2. - Testes de confiabilidade e reprodutibilidade de um instrumento dosimétrico.....	24

3.4.1.2.7. - Dados obtidos para irradiações a energias 44,5 e 66 MeV...	74
3.4.1.3. - Resposta em energia, linearidade, faixa de dose de utilização dos materiais, variação angular e influência de radiadores na resposta do Makrofol-DE.....	90
3.4.1.3.1. - Resposta em energia dos detectores.....	90
3.4.1.3.2 - Limites de dose detectável, linearidade, faixa de dose de utilização.....	91
3.4.1.3.3. - Resposta obtida em função do ângulo de incidência dos nêutrons.....	91
3.4.2. - Faixas de energia térmica e epitérmica.....	94
3.4.2.1. - Introdução.....	94
3.4.2.2. - Irradiações.....	94
3.4.2.3. - Determinação das condições de revelação.....	96
3.4.2.4. - Resposta do material.....	97
3.4.3. - Conclusões.....	97
3.5. - Esquema do dosímetro projetado.....	100
3.6. - Calibração do dosímetro.....	104
3.6.1. - Verificação da radiação espalhada.....	104
3.6.2. - Resposta em função da dose equivalente.....	106
3.7. - Testes do dosímetro em diferentes instalações do IPEN-CNEN/SP.....	108
Capítulo 4 - Conclusões.....	111
Apêndice A - Alguns tópicos sobre nêutrons.....	113
A.1. - Fontes de nêutrons.....	113
A.1.1. - Fontes (α,n).....	113
A.1.2. - Fontes (γ,n).....	114
A.1.3. - Aceleradores.....	114
A.1.4. - Reatores.....	114
A.1.5. - Fontes a fissão espontânea.....	115

A.2. - Classificação dos nêutrons de acordo com os intervalos de energia.....	115
A.3. - Interação de nêutrons com a matéria. Principais processos para energias abaixo de 20 MeV.....	116
A.3.1. - Captura neutrônica.....	116
A.3.2. - Choques elástico e inelástico.....	117
A.3.3. - Absorção por ressonância.....	118
A.3.4. - Reações nucleares.....	118
Referências bibliográficas.....	119

Capítulo 1

Introdução

Este trabalho consistiu no desenvolvimento, calibração e teste de um dosímetro pessoal para nêutrons com resposta para nêutrons com energia entre os intervalos térmico (0,025 eV) e rápido (20 MeV) utilizando detectores sólidos de traços nucleares.

A técnica dos detectores sólidos de traços nucleares (SSNTD - Solid State Nuclear Track Detection) consiste em ampliar os danos deixados em materiais dielétricos pela passagem de partículas carregadas pesadas. Nêutrons são detectados por esta técnica através das interações com elementos componentes dos detectores ou utilizando-se conversores nos quais os nêutrons interagem emitindo partículas carregadas que podem ser detectadas.

Os materiais dielétricos utilizados como SSNTD's são de duas origens: minerais, como a mica e o vidro, e orgânicos, como os plásticos policarbonatos e nitratos de celulose.

O processo de ampliação dos traços latentes é denominado revelação ou ataque do material investigado. Existem dois tipos de ataque comumente empregados: o ataque químico e o eletroquímico. Estes consistem basicamente em submeter os detectores à ação corrosiva de soluções ácidas ou alcalinas dependendo do tipo de material utilizado como detector. O ataque eletroquímico difere do químico pela aplicação de um campo elétrico alternado de alta intensidade ao detector, o que resulta em um processo corrosivo mais eficiente e com propriedades mais interessantes sob o ponto de vista da utilização destes materiais em dosimetria.

Um outro ponto que se deve considerar quando se estuda a técnica dos SSNTD's é a leitura dos detectores revelados. Esta consiste em contar o número de traços revelados. Existem vários processos para atingir este fim, desde aquele em que o operador, com a ajuda de um microscópio, conta o número de traços

formados, até a utilização de sistemas mais rápidos, como as câmaras de descarga elétrica (spark counters), leitoras de microfichas, densitômetros, ou computadores que (pela imagem digitalizada) realizam tal trabalho.

O presente trabalho se insere como continuação das pesquisas precedentes do grupo de detectores sólidos de traços nucleares do IPEN que, entre outros trabalhos, estudou atentamente a técnica de ataque eletroquímico e a utilização de sistemas computadorizados para leitura de detectores assim revelados. Optamos, portanto, por estes processos para análise do dosímetro a ser desenvolvido.

Considerando esta nossa opção, nos restringimos a duas possibilidades de materiais que preenchem os requisitos para este tipo de análise (que basicamente são: uma certa rigidez e transparência) os plásticos: CR-39* (poli allyl diglicol carbonate) e Makrofol-DE* (policarbonato).

O CR-39 foi bastante estudado nas últimas décadas e é muito utilizado na dosimetria pessoal para nêutrons rápidos. O Makrofol-DE é um policarbonato, que na forma apresentada atualmente é muito mais recente que o CR-39, existindo na literatura poucos trabalhos a seu respeito; ainda assim é citado como promissor para utilização em dosimetria, visto que apresenta alta sensibilidade a partículas α , é muito mais fácil de manipular do que o CR-39, tem um custo muito menor que este e acima de tudo apresenta um “background” muito mais estável do que o CR-39. Estas características motivaram a nossa investigação do seu desempenho, juntamente com o CR-39, para o desenvolvimento do dosímetro.

Este trabalho foi desenvolvido em três etapas principais:

1. Estudo do comportamento e resposta dos dois materiais anteriormente citados e estabelecimento dos processos de análise dos mesmos visando a dosimetria pessoal de nêutrons;
2. Proposta e projeto do dosímetro;
3. Calibração e teste de desempenho do mesmo.

* denominação comercial

Para o estudo do comportamento dos materiais investigados, dividimos os nêutrons, em função de sua energia, em: térmicos, epitérmicos e rápidos (ver apêndice).

Do ponto de vista dosimétrico o intervalo de energia dos nêutrons mais importante é o rápido ($w_R=20$). Os dados apresentados para este intervalo são os obtidos para:

- estabelecimento das condições de revelação dos materiais;
- estudo da resposta em energia;
- verificação da linearidade de resposta dos materiais em função da energia;
- verificação da resposta em função do ângulo de incidência dos nêutrons para as diferentes energias estudadas;
- verificação da influência da espessura do material na sua resposta.

Para o caso específico do CR-39 apresentamos dados referentes, também, ao estudo do processo de revelação em que se adicionou ao ataque eletroquímico um pré ataque químico, visando a determinação do processo com menor dependência energética e angular.

A resposta dos materiais a nêutrons de duas energias médias acima do intervalo investigado (25 e 30 MeV e energias máximas dos espectros 44,5 e 66 MeV, respectivamente) também é apresentada. Estes testes foram realizados com o intuito de verificar o comportamento do dosímetro proposto em energias maiores que 20 MeV.

Para os nêutrons dos intervalos de energia térmico e epitérmico estudamos a resposta do Makrofol-DE utilizando conversor de boro natural. Os resultados referentes à sensibilidade, linearidade de resposta e variação angular para ambos os intervalos de energia são apresentados. Optamos por processos de revelação distintos para determinar a melhor resposta do material a estas faixas de energia.

Na etapa seguinte o esquema e descrição do dosímetro proposto assim como os dados para a sua calibração são mostrados. Neste caso optamos pela realização de uma calibração utilizando uma fonte de ^{252}Cf empregando o método denominado de semi-empírico.

Na última etapa do trabalho testes com tal dosímetro calibrado foram realizados em três diferentes instalações do IPEN, nas quais existem trabalhadores potencialmente sujeitos a doses de nêutrons dentro do intervalo de energias investigado:

- o acelerador ciclotron (GEA e GED);
- o primeiro andar do reator, onde se encontram os arranjos experimentais (TFF); e
- o acelerador de partículas tipo Van de Graaff (REN e RTI).

Estes três laboratórios foram monitorados durante dois períodos: setembro/94 e dezembro/94-janeiro/95. Dos três laboratórios apenas o ciclotron possui monitoração pessoal feita com dosímetros albedo.

O presente trabalho se justifica pelo fato de contribuir para a obtenção de um instrumento de monitoração pessoal que cobre um amplo intervalo de energia dos nêutrons, fornecendo, portanto, uma resposta precisa para doses recebidas por trabalhadores potencialmente expostos.

Esta precisão na resposta de um instrumento é importante para a dosimetria pessoal devido à própria natureza dos nêutrons que, considerando a irradiação externa, representam um grave risco de dano biológico e genético uma vez que estes não possuem carga e, portanto, podem atravessar grandes espessuras sem serem blindados. Além disso, os nêutrons espalhados podem representar um outro perigo que é o de provocarem danos em todo o volume do corpo humano.

Os danos provocados nos tecidos mais sensíveis é proporcional à energia dos nêutrons que incidiram no mesmo. Os nêutrons rápidos e relativísticos (energia até cerca de 30 MeV) sofrem no tecido humano colisões elásticas e, como cerca de dois terços do corpo humano é constituído de hidrogênio, cerca de 80 a 90% da energia que os nêutrons rápidos possuem é cedida ao tecido. Em particular, os prótons de recuo produzidos perderão a sua energia por ionização do tecido; por esta razão nêutrons de maior energia são mais perigosos do que aqueles de faixas de energia mais baixa, térmicos ou epitérmicos, que produzem dano no tecido em geral após a sua absorção por núcleos e posterior emissão de

Neste caso, entretanto, as reações ${}^1\text{H}(n,\gamma){}^2\text{d}$ e ${}^{14}\text{N}(n,p){}^{14}\text{C}$ assumem significativa importância.

Uma vez que o livre percurso médio dos gamas nos tecidos humanos é maior que o dos prótons, estes são responsáveis na maior parte por danos em órgãos maiores, enquanto que os prótons danificam com maior facilidade os menores.

Os nêutrons ao interagir podem produzir também partículas carregadas pesadas em movimento, caso em que a transferência de energia ao tecido será variável. A possibilidade de danos por nêutrons é avaliada como sendo entre 2,5 e 10 vezes maior do que aquela produzida por raios gama.

Do ponto de vista da contaminação, entretanto, nêutrons não apresentam riscos potenciais visto que não existem emissores naturais de nêutrons, o que impossibilita a sua fixação no corpo humano.

A apresentação desta tese foi dividida em três capítulos, além desta introdução:

- no capítulo 2 apresentamos uma rápida introdução aos conceitos de dosimetria operativa para nêutrons e dos instrumentos utilizados para a dosimetria pessoal atualmente em uso;
- no capítulo 3 temos a apresentação e discussão dos resultados experimentais obtidos; e
- no capítulo 4 apresentaremos as conclusões e sugestões de trabalhos futuros.

Capítulo 2

Dosimetria pessoal para nêutrons

2.1. Introdução

Nos últimos anos verificou-se um crescimento considerável de técnicas utilizando nêutrons ou radiações que indiretamente os geram, como aplicações industriais ou médicas. Este fato fez com que os órgãos responsáveis pelo controle da utilização de radiações incentivassem as pesquisas no campo do desenvolvimento de instrumentos de medida deste tipo de radiação, visto que conseqüentemente também aumentou o número de pessoas potencialmente expostas.

Paralelamente, a introdução de novas grandezas operativas para a dose equivalente por parte do ICRU, no seu relatório número 39 de 1985, levou à criação em dosimetria, de um sistema unificado de medida dos diversos tipos de radiação e para todas as condições de exposição. A introdução dessas novas grandezas operativas, entretanto, levou a problemas de compatibilidade das técnicas de medida utilizadas com os instrumentos já existentes.

Estes fatos justificaram o empenho de grande número de pesquisadores desta área em desenvolver instrumentos capazes de medir as novas grandezas, apropriados a fornecer uma indicação das grandezas de dose equivalente introduzidas pelo ICRU.

No caso específico dos nêutrons a pesquisa direcionou-se àqueles instrumentos que mostrassem uma resposta energética por unidade de fluência o mais próximo possível da recomendada pelos órgãos internacionais para $H^*(10)/\phi^{(1)}$.

2.2. Grandezas de referência na dosimetria neutrônica

Quando se trata da dosimetria com finalidade de radioproteção a grandeza final a que se quer chegar, introduzida pelo ICRP na sua publicação de número 60 de 1990⁽⁴⁾, é a dose efetiva, E , que pode ser escrita como:

$$E = \sum_T w_T \cdot \sum_R w_R \cdot D_{T,R} \quad (2.1)$$

onde $D_{T,R}$ é a dose ponderada da radiação R no tecido ou órgão T , w_T é o fator de ponderação para o tecido T e w_R o fator de ponderação para a radiação R . Os valores de w_T e w_R recomendados pelo ICRP 60 são apresentados nas tabelas 2.1 e 2.2:

Tipo de radiação e intervalo de energia	w_R
fótons de todas as energias	1
elétrons e múons de todas as energias	1
nêutrons, energia até 10 keV	5
de 10 keV a 100 keV	10
de 100 keV a 2 MeV	20
de 2 MeV a 20 MeV	10
maior que 20 MeV	5
prótons de energia maior que 2 MeV	5
partículas α , fragmentos de fissão e núcleos pesados	20

Tabela 2.1: Valores dos fatores de ponderação para os diversos tipos de radiação e energias segundo recomendações do ICRP 60⁽¹⁾.

Órgão ou tecido	w_T
gônadas	20
médula óssea, estômago, pulmão, colo	0,12
pele e superfície óssea	0,01
demais órgãos ou tecidos	0,05

Tabela 2.2: Valores dos fatores de ponderação para os diversos tipos de órgãos e tecidos segundo recomendações do ICRP 60⁽¹⁾.

A dose equivalente efetiva, aplicável às diferentes possibilidades de condições de irradiação e a todos os tipos de radiação, tem como objetivo impedir os efeitos biológicos não estocásticos e limitar aqueles estocásticos após a exposição à radiação.

Não é, entretanto, possível realizar-se a medida de E senão relacionando-a a uma grandeza que possa ser usada como referência e que seja diretamente mensurável.

Uma grandeza dosimétrica é considerada mensurável quando se dispõe para a sua quantificação de instrumentos calibrados em termos desta grandeza para a qual deve existir um padrão primário. Para o caso dos nêutrons a grandeza de referência utilizada é a fluência (ϕ).

Os órgãos internacionais sugeriram a utilização de grandezas operativas que pudessem ser medidas de modo a se chegar aos limites primários de dose efetiva. Grandezas operativas típicas utilizadas na prática são: a exposição para fótons, e o índice de dose equivalente para todos os tipos de radiação. Os índices de dose, ligados ao valor máximo para dose equivalente no interior de um simulador de material “tecido-equivalente” tem apresentado, entretanto, uma grande limitação devido ao fato de não serem grandezas aditivas quando se leva em conta a energia, o ângulo de incidência das radiações e o tempo.

O ICRU, na sua publicação de número 39 de 1985, introduziu grandezas operativas alternativas às de índice, que fornecem uma estimativa da dose equivalente efetiva e mantêm a propriedade aditiva em relação às suas componentes⁽⁴⁾. Tais grandezas são subdivididas em dois grupos, o primeiro referente à monitoração ambiental e o segundo àquele individual.

Para a monitoração ambiental, da qual se espera uma informação sobre o valor da dose equivalente incidente em um indivíduo que eventualmente poderia se encontrar em uma dada área sujeita a controle, o ICRU recomenda a dose equivalente ambiental, $H^*(10)$ e a dose equivalente direcional $H'(0,07)$, ambas definidas com referência à esfera padrão do ICRU (30 cm de diâmetro e em material equivalente ao tecido com densidade de 1 g cm^{-3}) em um dado campo de radiação. Estes representam a dose equivalente que seria produzida, em um ponto

de tal esfera, à profundidade indicada entre parênteses em mm, pelo mesmo campo de radiação imaginado, respectivamente: expandido, sobre toda a esfera, tomado unidirecionalmente, e alinhado com o raio sobre o qual se encontra o ponto em medida (H^*) ou apenas expandido(H'). (ver figura 2.1 e 2.2)⁽⁵⁾.

A dose equivalente ambiental $H^*(10)$, prevista para a proteção de órgãos profundos, deve ser usada no caso de radiações penetrantes e resulta independente da distribuição angular da radiação; a dose equivalente direcional $H'(0,07)$ é indicada para radiações pouco penetrantes para as quais não seria justo desprezar a atenuação e depende da distribuição angular da radiação incidente⁽⁶⁾. Em particular o valor de H' decresce com o aumento do ângulo de incidência da radiação com respeito à direção de referência (figura 2.3).

Na monitoração individual, onde o dosímetro é usado pelo portador, as grandezas recomendadas pelo ICRU são a dose equivalente individual penetrante ($H_p(10)$), indicada para radiações altamente penetrantes e a dose equivalente individual superficial $H_s(0,07)$, apropriada para radiações pouco penetrantes. Em ambos os casos se trata da dose equivalente em tecido mole em um ponto do corpo à profundidade especificada entre parênteses em milímetros (figura 2.4). No caso da dosimetria neutrônica a quantidade tida como apropriada à monitoração individual é $H_p(10)$ ⁽⁷⁾.

A calibração dos dosímetros para a medida de $H_p(10)$ seria efetuada em um simulador na profundidade recomendada igual a 10 mm; o ICRU estabeleceu posteriormente que para dosímetros que sejam colocados sobre o tronco, a esfera padrão ICRU constitui um simulador adequado. O $H_p(10)$ resulta assim aproximado a $H'(10)$ e a $H^*(10)$ no caso de a radiação incidente estar alinhada com a direção de referência.

Figura 2.1.: Campos de radiação alinhado e expandido.

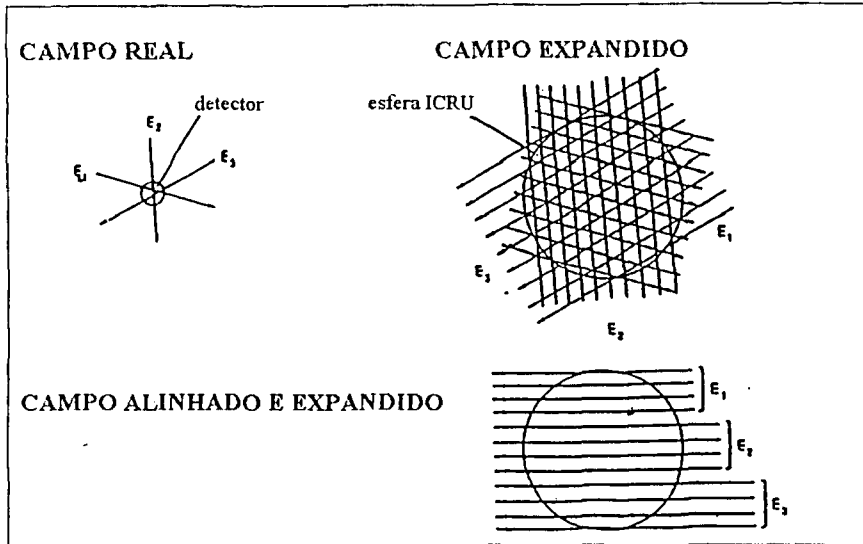
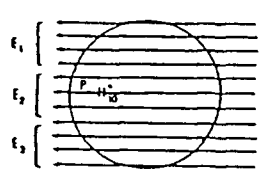


Figura 2.2.: Grandezas dosimétricas de referência para a monitoração de área introduzidas pelo ICRU relatório 39.

MONITORAÇÃO DE ÁREA

Radiação fortemente penetrante (ICRU 39)
 Equivalente de dose ambiental, $H^*(10)$

- $H^*(10)$: independe da direção da radiação
- Resposta dos instrumentos deve ser isotropa
- em todo o ângulo sólido de incidência



Radiação pouco penetrante (ICRU 39)
 Equivalente de dose direcional, $H'(0,07)$

- $H'(0,07)$: depende da direção da radiação
- incidente
- Resposta dos instrumentos anisotropa

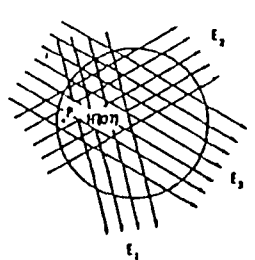


Figura 2.3.: Grandezas dosimétricas de referência para a monitoração individual introduzidas pelo ICRU relatório 39.

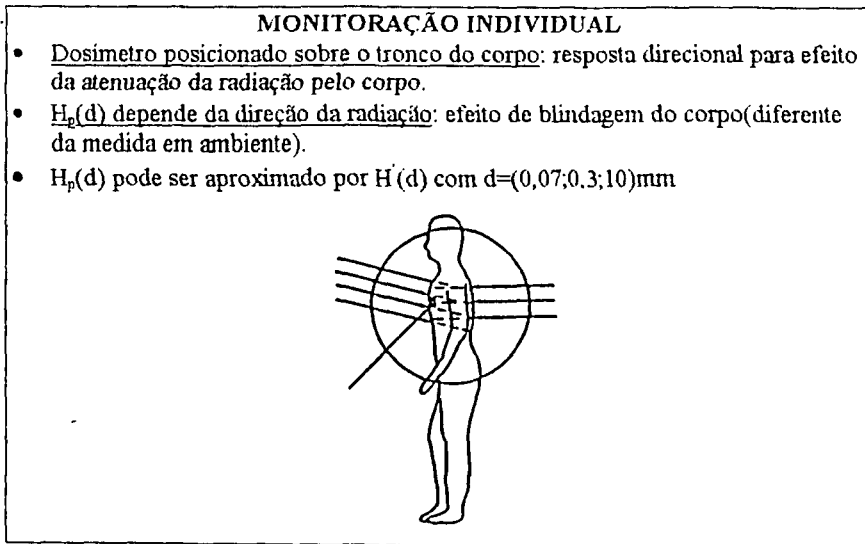
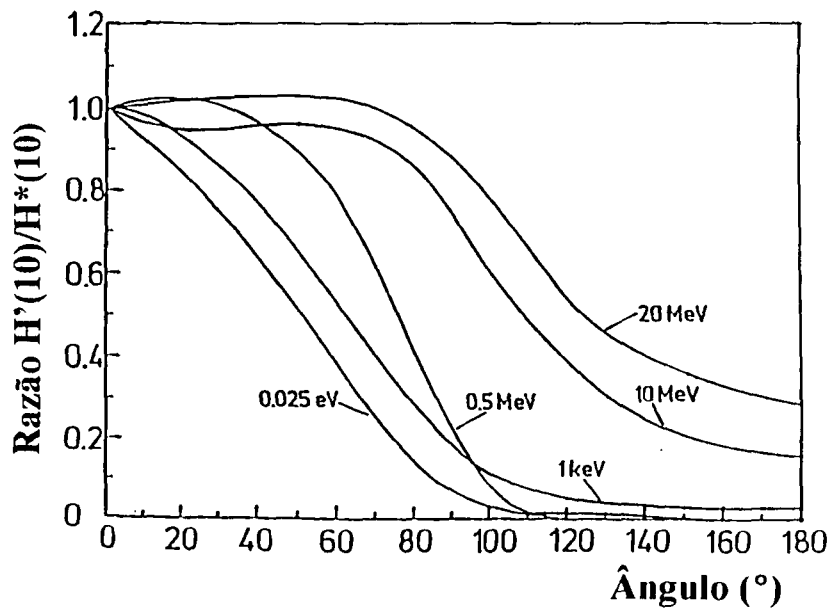


Figura 2.4.: Dependência angular da razão $H'(10)/H^*(10)$ para nêutrons de diferentes energias.



Resumindo, para nêutrons, as duas grandezas de interesse são: para a monitoração de área $H'(10)$ e para a monitoração pessoal $H_p(10)$, que é aproximadamente $H'(10)$ se a calibração do dosímetro é feita sobre a esfera padrão ICRU. $H_p(10)$, ao contrário de $H'(10)$, depende da direção da radiação neutrônica por meio do efeito de atenuação do corpo e portanto, é dependente da geometria do corpo do usuário do dosímetro, com o resultado que a relação entre a monitoração ambiental e aquela individual varia bastante com a energia dos nêutrons e acima de tudo em função do ângulo de incidência da radiação^(2,8).

Na monitoração ambiental o uso de $H'(10)$ comporta uma estimativa conservativa da dose efetiva E ; na monitoração individual entretanto $H'(10)$, usada como aproximação de $H_p(10)$, subestima a dose equivalente efetiva para os nêutrons de energia menor que 100 keV e sobretudo para as irradiações não frontais^(2,8), mas o seu uso é recomendado uma vez que o erro cometido em tal aproximação recai no próprio erro cometido nas medidas de tais grandezas e do ponto de vista prático ainda não existem os respectivos fatores de conversão de fluência a dose equivalente para H_p e H_s ⁽⁹⁾.

2.3. Instrumentação para a dosimetria pessoal para nêutrons

Diferentemente dos fótons, a dosimetria pessoal para nêutrons é ainda um campo muito aberto e extremamente carente de instrumentos, principalmente para o intervalo de energia epitérmico. As principais características da monitoração de nêutrons, e que dificultam a realização deste trabalho, são:

1. Durante a exposição de pessoal a campos de nêutrons este está sujeito a nêutrons de um intervalo de energia que pode variar desde nêutrons térmicos ($E_n \sim 0,025$ eV) até nêutrons relativísticos ($E_n \sim 20$ MeV);
2. No intervalo de energia dos nêutrons acima mencionado, os mesmos se comportam muito diversamente, de acordo com a sua energia, quando se considera os processos pelos quais estes interagem com a matéria (ver apêndice);
3. A monitoração de nêutrons se dá em campos mistos de radiação neutrônica e gama. Fontes de nêutrons podem produzir gamas em materiais moderadores

através de captura neutrônica, além disso, as fontes de nêutrons tais como aquelas de fissão produzem gamas juntamente com os nêutrons^(10,11);

4. Os espectros de nêutrons podem diferir significativamente de um local a ser monitorado para outro, e mesmo dentro de uma mesma instalação;
5. Os fatores de conversão de dose equivalente para nêutrons podem variar por um fator 70 no intervalo de energia acima mencionado⁽¹²⁾.

Apesar dos esforços para desenvolver instrumentos para dosimetria pessoal, ainda não existe um dosímetro pessoal completamente satisfatório. Para superar as dificuldades usa-se em geral recorrer à integração de dados de dosímetros pessoais com aqueles obtidos por detectores ambientais. Deste modo obtém-se conclusões bastante seguras sobre as doses de exposição de trabalhadores de uma dada área⁽¹³⁾.

Para que o leitor possa avaliar as informações fornecidas para as diferentes técnicas que serão apresentadas, devemos salientar que um dosímetro ideal para nêutrons deve apresentar as seguintes características:

- resposta em energia que siga a curva para dose equivalente em função da energia apresentada pelo ICRP ou ser capaz de indicar diretamente a energia dos nêutrons registrados de modo a possibilitar uma interpretação direta desses dados;
- apresentar um limite de dose mínima de detectabilidade em torno de 0,3 mSv⁽⁸⁾;
- ser insensível a fótons ou partículas beta;
- ser estável, ou seja, não apresentar “fading” com o tempo;
- não ser afetado por condições ambientais como temperatura, umidade, pressão ou choque mecânico;
- não ser tóxico;
- ter um baixo custo;
- apresentar peso e dimensões reduzidas.

Os tipos de dosímetros pessoais mais utilizados para nêutrons atualmente são:

1. filmes, mais conhecidos como emulsões fotográficas (NTA - Nuclear Track Emulsion Type A);
2. dosímetros termoluminescentes (TLD's);
3. sistemas Albedo;
4. traços de recuo (SSNTD's);
5. traços de fissão (SSNTD's); e
6. dosímetros a bolha superaquecida (Superheated Drop Detectors).

2.3.1. Emulsões fotográficas

Embora seja mais eficiente e mais utilizado para a dosimetria de radiação eletromagnética, a emulsão fotográfica é utilizada também para a avaliação de doses devidas a nêutrons.

O método de funcionamento deste material consiste de um extrato de gelatina no qual estão suspensos pequenos grãos de AgBr, depositado sobre um suporte, em geral, acetato de celulose. A medida da dose é feita através de calibração do número de interações da radiação com os grãos de AgBr do extrato gelatinoso.

Devido à energia cedida a estes existe a formação do chamado traço latente que é constituído de aglomerados microscópicos de prata metálica. Submetendo a emulsão ao processo de revelação, favorece-se a redução química de toda a prata dos grãos onde existam átomos de prata metálico que funcionem como catalisadores. Obtém-se assim uma ampliação do fenômeno. Os grãos de AgBr não revelados são dissolvidos pela solução de fixação. O escurecimento em um ponto em um pedaço do filme é medido por meio de densitômetros ópticos.

Os filmes a base de emulsões fotográficas utilizados para a dosimetria de nêutrons são em geral mais espessos do que os usados na dosimetria de radiação eletromagnética, além de serem enriquecidos com material hidrogenado para a produção de prótons de recuo. Os traços latentes deixados por estes na emulsão são contados em geral manualmente, observando-os no microscópio. Do número destes se obtém a dose equivalente.

Os NTA's para nêutrons são muito menos satisfatórios do que para gamas. Estes funcionam em um intervalo de energia entre 0,5 e 14 MeV⁽¹⁴⁾. O menor traço revelável deve ser composto de pelo menos três grãos, ou seja, os prótons devem possuir uma energia de cerca 250 a 300 keV, portanto devendo ser gerados a partir de nêutrons de cerca 500 keV⁽¹⁵⁾.

Deve-se ressaltar que a alta sensibilidade desse material a gamas faz com que estes tenham um desempenho bastante reduzido em campos mistos de nêutrons e gamas.

Outros aspectos desfavoráveis deste material são o seu alto "fading" e uma alta anisotropia de resposta angular⁽¹²⁾. Se consideramos que em instalações nucleares nêutrons são bastante moderados pode-se concluir que a utilização das emulsões fotográficas não seja uma das melhores escolhas para a dosimetria neutrônica.

2.3.2. TLD's

Dosímetros termoluminescentes são confeccionados com materiais que após terem sido irradiados emitem luminosidade se convenientemente tratados com calor.

Os materiais termoluminescentes são usados na forma de pastilhas. A resposta desses dosímetros é influenciada por⁽¹²⁾:

1. sistema de leitura e processos de tratamento;
2. variações de processos de produção;
3. supralinearidade;
4. "self shielding" dos materiais fosforescentes.

As principais características destes materiais são:

1. eficiência para gama bastante alta;
2. capacidade de armazenamento por longos períodos à temperatura ambiente;
3. emissão de luminosidade na faixa de onda sensível para válvulas fotomultiplicadoras;
4. processo de leitura automático.

Para a detecção de nêutrons os materiais TLD com melhor resposta são os fluoretos de lítio. O lítio apresenta dois nuclídeos estáveis, o ${}^6\text{Li}$ e o ${}^7\text{Li}$. Os fluoretos de lítio comercialmente disponíveis são:

1. LiF natural- também conhecido como TLD100 e apresenta uma composição com 7,4 % de ${}^6\text{Li}$.
2. ${}^6\text{Li}$ F enriquecido, com 95,6% de ${}^6\text{Li}$, conhecido como TLD600
3. ${}^7\text{Li}$ F enriquecido, com apenas cerca de 0,01-0,04% de ${}^6\text{Li}$ (TLD700)

Entre os fluoretos de lítio o ${}^6\text{LiF}$ é o que tem melhor resposta para nêutrons térmicos devido a sua alta seção de choque para a reação ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}^{(15)}$. Devido ao fato de partículas α e ${}^3\text{H}$ terem LET's (transferência linear de energia) muito maiores do que os gamas, os espectros de emissão para nêutrons e gamas estudados com estes materiais podem ser bastante diferenciados. Diferenças da temperatura de tratamento também podem viabilizar a discriminação entre as componentes gama e neutrônicas com estes materiais⁽¹²⁾

→ A resposta para nêutrons rápidos destes materiais é muito inferior àquela obtida para nêutrons térmicos. Esta resposta pode ser estimada como sendo da ordem de 10^{-6} daquela obtida para nêutrons térmicos e entre os diferentes fluoretos de lítio esta resposta parece ser constante⁽¹²⁾.

Outros materiais TLD como os tetraboratos de lítio e sulfatos de cálcio apresentam resposta a nêutrons térmicos muito mais baixa do que aquela obtida com os fluoretos de lítio (TLD600 e TLD700). Podemos ainda mencionar o BeO que apresenta uma resposta para nêutrons rápidos aproximadamente o dobro do TLD700, entretanto, este material é altamente tóxico⁽¹²⁾.

2.3.3. Dosímetros Albedo

Os dosímetros Albedo baseiam-se no fato de que o corpo humano se comporta, para os nêutrons rápidos, como um eficiente moderador no qual esses são difundidos e moderados até o ponto em que uma certa fração dos nêutrons incidentes emergem completamente termalizados.

Da fração de nêutrons termalizados que emerge do corpo humano se calcula a dose equivalente dos nêutrons incidentes através da medida da fluência

dos nêutrons térmicos refletidos. Para efetuar tal medida são utilizados mais comumente os detectores termoluminescentes do tipo ${}^6\text{LiF}$ (TLD600). O TLD600 é usado juntamente com o TLD700 (${}^7\text{LiF}$) que permite a discriminação da componente gama de campos mistos de radiação^(14,16).

Para se subtrair da resposta do TLD600 a contribuição devida a nêutrons térmicos incidentes e não refletidos pelo corpo do usuário do dosímetro, os materiais TLD são protegidos em parte com uma fina camada de cádmio ou plástico borado.

A mínima dose detectável com esse tipo de dosímetro está em torno de 1 mSv, mas é livre da dose devida à radiação gama até cerca de 0,8 Sv⁽¹⁴⁾.

Este tipo de dosímetro apresenta um grande avanço em comparação com o sistema de emulsões fotográficas.

2.3.4. Dosímetros a traços de recuo (SSNTD's)

Os detectores sólidos de traços nucleares são utilizados na dosimetria de nêutrons desde os anos 60⁽¹⁷⁾. Foram utilizados a principio os policarbonatos, em geral com conversores físeis, os quais até hoje são ainda muito utilizados^(18,19), e depois foram utilizados os nitratos de celulose e outros.

Nestes materiais traços provocados pela interação de nêutrons com os constituintes básicos do mesmo provocam danos que podem ser ampliados. Esta ampliação faz com que os traços deixados pela passagem da radiação possam ser lidos diretamente em um microscópio óptico.

A utilização deste tipo de detector entretanto apresentava a desvantagem de utilizar materiais físeis ou se limitar a uma faixa de energia dos nêutrons mais baixa (térmica ou epitérmica) onde conversores apropriados (boro ou lítio⁽²⁰⁾) permitiam a detecção destes nêutrons devido à alta secção de choque destes materiais para reações tipo (n,α) . No final da década de 70 com o início da utilização do CR-39 como SSNTD, obteve-se um material que podia responder à faixa de energia mais alta diretamente, sem submeter o usuário a uma dose extra devido ao próprio arranjo do dosímetro. Desde, então, este material foi muito investigado em todo o mundo, sendo atualmente bastante utilizado em dosímetros

com diferentes formatos, geometria, espessuras e diferentes tipos de processos de análise⁽²¹⁾.

As principais vantagens dos dosímetros baseados nos SSNTD's são:

- alta sensibilidade a núcleos de recuo gerados na interação de nêutrons com os constituintes desses materiais;
- resposta a uma ampla faixa de energia para nêutrons; cobrindo praticamente toda a faixa de energia de interesse da dosimetria neutrônica;
- não tóxico ou radioativo;
- apresenta um baixo custo;
- de fácil manipulação e análise;
- não apresenta “fading”;
- registro definitivo dos traços após a revelação dos mesmos;
- não é sensível à radiação eletromagnética;
- altamente resistente a choques mecânicos ou a variações de condições ambientais; e
- o dosímetro construído com esses materiais pode apresentar diferentes formas e dimensões reduzidas.

A maior desvantagem que o CR-39 apresenta é o fato deste possuir um “background” bastante instável o que faz com que ele possua uma alta dose mínima detectável, e de possuir uma dependência energética e angular bastante acentuada.

Durante a década de 80, diversos dosímetros foram propostos utilizando radiadores, e outros processos de revelação para tentar diminuir os efeitos não desejados do CR-39. Tenta-se, também, atualmente substituir este material por materiais policarbonatos que apresentam uma maior sensibilidade a núcleos de recuo, como o caso do Makrofol-DE, o que ainda não foi conseguido satisfatoriamente. Este material apresenta a desvantagem de possuir um alto limiar energético de detecção, mas apresenta uma maior estabilidade no “background”.

Apesar das desvantagens dos detectores de traços de recuo, os dosímetros confeccionados a partir deste material ainda são considerados como o melhor sistema para dosimetria pessoal que se dispõe atualmente⁽²²⁾.

2.3.5. Dosímetros a traços de fissão

Neste tipo de dosímetro uma fina folha de material fissil é colocado em contato com um detector de traços nucleares no estado sólido, em geral plástico. Os nêutrons ao incidirem sobre este sistema produzem no material fissil fragmentos que ao incidirem no SSNTD produzem traços que podem ser posteriormente ampliados para que se realize uma análise em microscópio ou outro sistema de leitura.

Esta técnica foi originariamente empregada no estudo de criticalidade de reatores e depois estendida para a dosimetria pessoal⁽¹⁷⁾.

Os materiais fisséis mais usados atualmente são ^{237}Np e ^{232}Th para a dosimetria pessoal. Estes sistemas fornecem um dosímetro para nêutrons rápidos com melhores características do que as obtidas com os filmes NTA. Este dosímetro apresenta uma resposta plana para as energias maiores do que 1 MeV porém apresenta a grande desvantagem de ser um dosímetro que submete os usuários a dois riscos: exposição a uma dose extra proveniente do dosímetro, a qual é somada à dose por irradiação externa, e o risco de contaminação interna, por ingestão dos compostos radioativos que formam o sistema dosimétrico^(12,14).

2.3.6. Dosímetro a bolha superaquecida (SDD-Superheated Drop Detector)

O detector a bolhas superaquecidas é constituído por uma suspensão de pequenas bolhas superaquecidas, em geral de Freon-12 ou CCl_2F_2 , dispersas homogeneamente no interior de um gel com composição “tecido-equivalente”. Este sistema se encontra fechado no interior de uma cápsula de vidro cilíndrica.

O princípio de funcionamento do SDD é basicamente o mesmo de uma câmara de nuvens. As gotas do líquido superaquecido no interior da matriz gelatinosa se vaporizam quando são excitadas pela passagem de íons de energia e LET apropriados, provenientes da interação de nêutrons com os elementos do

líquido e do gel. A gota de líquido nesse processo forma bolhas visíveis que permanecem no estado *superaquecido* por longos períodos de tempo devido à ação estabilizante do material que o reveste.

A resposta do dosímetro pode ser obtida a partir da emissão acústica produzida no momento em que a bolha superaquecida é formada ou pela quantidade de vapor que acompanha cada evento de ebulição⁽⁵⁾.

As principais vantagens deste tipo de dosímetro está no fato de ser relativamente barato, insensível a raios γ e X e apresentar a possibilidade de auto leitura^(5,12).

As desvantagens que se pode citar são a sua alta sensibilidade à temperatura e a choques mecânicos além de apresentarem uma resposta em energia ainda não completamente conhecida⁽¹²⁾.

2.3.7. Outras possibilidades

Fora os dosímetros acima citados podemos ainda considerar na lista daqueles materiais com muitas possibilidades para a dosimetria pessoal neutrônica aqueles baseados em:

- condutividade elétrica⁽²³⁾ ;
- instrumentos eletrônicos de pequenas dimensões⁽²⁴⁾;
- compostos químicos lioluminescentes⁽²⁵⁾ ;
- análise de crescimento de pico diferencial⁽²⁶⁾ ;
- emissão de exoelectron estimulado termicamente⁽²⁷⁾ ;
- dosímetros do estado sólido⁽²⁸⁾ ;
- eletretos⁽²⁹⁾ .

2.4.Considerações sobre a técnica de calibração de dosímetros pessoais para nêutrons

Como calibração de um instrumento de medida de radiação se entende colocá-lo com o seu centro efetivo em um ponto do campo de referência aonde a

taxa de fluência livre real é conhecida. O centro efetivo do instrumento é considerado o ponto no qual este pode ser considerado como pontual ⁽³⁰⁾.

A resposta de tal instrumento deve, então, ser corrigida para fatores que podem interferir na mesma, ou seja, pelos fatores de espalhamento do ar e das paredes da sala onde o instrumento será calibrado e a anisotropia da fonte.

Tal resposta do instrumento, M , quando calibrado por uma fonte de nêutrons é dada por ^(31.32) :

$$M(r) = \frac{K}{F_g \cdot l^2} \cdot \exp(-\Sigma \cdot r) + \frac{A'}{r} + S' \quad (2.2)$$

onde: Σ é o coeficiente de atenuação linear no ar, r é a distância entre a fonte e a superfície do instrumento, l é a distância entre a fonte e o centro efetivo do instrumento, F_g é a correção para ângulos sólidos onde l é pequeno, A'/r é um termo que descreve a contribuição devida ao espalhamento do ar, S' é um termo constante que aproximadamente descreve o espalhamento das paredes da sala de calibração, e K é uma constante característica para o conjunto instrumento-fonte e que é dada por :

$$K = B_\Omega \cdot R_\phi \quad (2.3)$$

onde B_Ω é a intensidade da fonte para um dado ângulo e R_ϕ é a resposta em fluência do instrumento.

Após a aplicação de correções para espalhamento e efeitos de divergência do campo, a resposta em fluência $R_\phi = k \cdot B_\Omega$, e a resposta em dose equivalente, $R_{II} = R_\phi / H$ podem ser calculadas, onde: ϕ é a taxa de fluência verdadeira e H é o fator de conversão de fluência a dose equivalente apropriado.

O objetivo principal do processo de calibração é obter a resposta de um instrumento como uma propriedade única do tipo de instrumento e do espectro da fonte de nêutrons usada, independentemente das características do local de calibração e da técnica experimental e de análise de dados empregada ⁽³³⁾.

2.4.1. Infra estrutura para realização da calibração

De modo a se chegar às correções a serem efetuadas na resposta do instrumento investigado e, portanto, realizar a calibração de tal instrumento, devemos considerar a infra estrutura necessária para obtenção de tais correções. Esta é constituída, basicamente, da instalação onde serão realizadas as irradiações, os simuladores* utilizados e a técnica de determinação dos fatores corretivos empregada.

2.4.1.1. A sala para a calibração

A sala aonde ocorre a irradiação para a calibração de um instrumento do gênero pode apresentar diferentes formas e dimensões mas se sugere que esta seja suficientemente grande de modo a apresentar um espalhamento total, isto é, constituído pelo espalhamento do ar e das paredes da sala, não maior do que 40% da leitura do instrumento⁽³⁴⁾.

2.4.1.2. As fontes

Para a calibração de um instrumento a fonte mais utilizada é a de ^{252}Cf . Outras fontes e mesmo feixes monoenergéticos produzidos em aceleradores, assim como feixes filtrados de reatores, também podem ser utilizados para este fim. A fonte de nêutrons utilizada deve, entretanto, ser calibrada ou apresentar um certificado do fabricante no qual se evidencia com bastante precisão a taxa de fluência de nêutrons. Para a fonte de ^{252}Cf é sugerida que uma calibração da mesma, em laboratórios primários, seja realizada a cada 5 anos⁽¹²⁾, devido à sua vida média relativamente curta (2,56 anos).

2.4.1.3. Os simuladores

Os simuladores recomendados pelo ICRU para a realização de calibrações são de três tipos: um “slab” para calibrações de rotina e estudo do comportamento dos instrumentos; elípticos para estudos considerando exposições

* optamos pela palavra simulador como tradução do inglês para “phantom” visto que não encontramos uma concordância para este termo em português entre os diversos pesquisadores da área de dosimetria.

mais realísticas; e a esfera ICRU⁽⁴⁾ de diâmetro 30 cm, para determinação das quantidades de referência do ICRU(ver figura 2.5) ⁽³⁵⁾.

As distâncias fonte-instrumento recomendadas para realização das irradiações é de cerca 75 cm^(4,30).

2.4.1.4.Métodos para determinação do fator de espalhamento

Na literatura são citados três métodos para determinação do fator de espalhamento das paredes de salas utilizadas para calibração de instrumentos dosimétricos; estes são^(30,34).

- a) método do cone de sombras;
- b) método semi-empírico; e
- c) método do ajuste polinomial.

a) Método do cone de sombras

Para aplicação deste método um cone de sombras⁽³⁵⁾ é colocado entre a fonte e o instrumento a ser calibrado. Este cone é especialmente confeccionado de modo a que toda a radiação emitida pela fonte e direcionada ao dosímetro seja absorvida por este. Deste modo a leitura obtida pelo instrumento (M_s) é proveniente apenas do espalhamento no ar e nas paredes da sala.

A leitura correta, M_c , será, portanto, fornecida pela diferença entre as leituras realizadas sem o cone, (M), e aquela com o cone (M_s), por:

$$M_c = (M - M_s) \cdot F_a \quad (2.4)$$

onde F_a é o fator devido à atenuação pelo ar e que é dado por:

$$F_a = \exp(\Sigma \cdot r) \quad (2.5)$$

onde Σ é o coeficiente de atenuação linear no ar .Neste caso a determinação de K é feita variando-se as distâncias l .

Este método é recomendado para salas de calibração grandes e distâncias l de no mínimo 1 m^(30,36).

b) Método semi empírico

Neste método a hipótese inicial é que o espalhamento no ar no interior da sala é pequeno. Neste caso o instrumento de leitura é corrigido por fatores de espalhamento (A_r) recomendados por Eisenhauer⁽³⁷⁾ e considerando F_g , o fator de correção geométrico para a fonte utilizada, podemos escrever:

$$M_c(l) = \frac{M(l) \cdot F_g(l)}{(1 + A_r \cdot l)} \quad (2.6)$$

Neste caso K e S são obtidos interpolando a equação:

$$M_{c,i} = \frac{K}{l_i^2} \cdot (1 + S \cdot l_i^2) \quad (2.7)$$

c) Método do ajuste polinomial

Neste caso o princípio de determinação dos fatores de espalhamento do ar e da sala são considerados como variáveis de ajuste, nenhuma hipótese sobre o baixo espalhamento da sala sendo feito. Os pontos obtidos para a variação da distância fonte-detector são ajustados por polinômios e os valores procurados são obtidos diretamente. Este método apresenta a desvantagem que advém da própria dificuldade em se fazer tal ajuste, e do fato de exigir um número bem maior de medidas para se conseguir tal ajuste sob o risco de se trabalhar com curvas que não representam os parâmetros físicos desejados^(30,33).

2.4.2. Testes de confiabilidade e reprodutibilidade de um instrumento dosimétrico

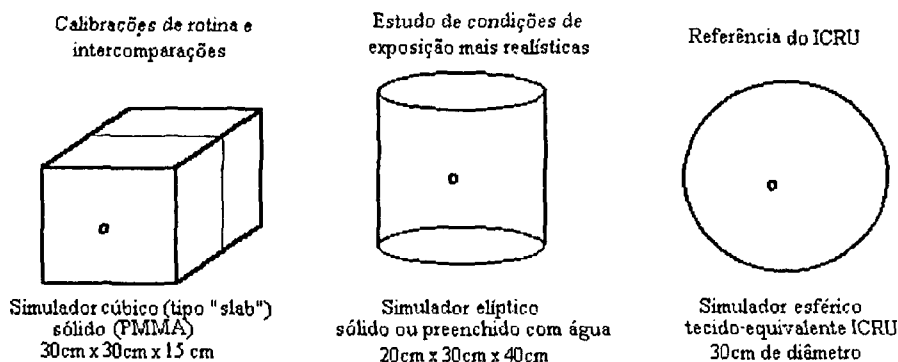
De modo a validar as especificações de um instrumento com fins dosimétricos e estabelecer o seu grau de confiabilidade e reprodutibilidade, as normas internacionais que regulamentam o desenvolvimento de tais instrumentos

citam três níveis de testes a serem realizados. Estes testes são, em geral, diferentes para os diferentes órgãos reguladores.

Com base nas normas ISO e IEC^(38,39), Schraube e outros⁽³³⁾, apresentam estes três níveis de testes e estabelecem aqueles que são obrigatórios dentro de cada nível, o que é apresentado na tabela 2.3.

Na realização deste trabalho tentamos realizar o máximo possível destes testes, de modo a apresentar o maior grau possível de confiabilidade de resposta do sistema proposto. Seguimos, entretanto, a princípio sempre as normas ISO⁽³⁸⁾.

Figura 2.5.: Diferentes simuladores recomendados para as diferentes situações de calibração de um dosímetro pessoal para nêutrons.



Nível do teste	Característica física a ser testada	Órgão regulador
Teste de tipo	Ambiental	IEC
	Mecânico	IEC
	Elétrico	IEC
	Resposta em energia	ISO, IEC
	Resposta Angular	IEC
	Calibração com a distância	ISO
Calibração de rotina	Linearidade total	ISO, IEC
	Contribuição do espalhamento	ISO
	Discriminação de gama	ISO, IEC
	Fator de calibração(para uma energia)	ISO
Teste de operação	Operação (para uma energia e uma taxa de dose)	ISO

— Testes obrigatórios
 - - - Testes opcionais

Tabela 2.3.: Características físicas que devem ser testadas em um instrumento dosimétrico de acordo com os órgãos de padronização ISO e IEC, segundo Schraube e outros⁽³³⁾.

Capítulo 3

PARTE EXPERIMENTAL

3.1.Introdução:

Inicialmente realizou-se uma investigação dos possíveis materiais a serem utilizados na montagem do dosímetro de modo mais aprofundado visando sempre a aplicação destes na dosimetria de nêutrons.

Neste trabalho cobrimos um intervalo de energia para nêutrons bastante grande. Mesmo que a técnica de detecção dos nêutrons em todo este intervalo seja basicamente a mesma (SSNTD, como mencionado no capítulo 1), os processos de obtenção dos traços latentes para os dois intervalos são diferentes. Isto levou-nos a dividir o trabalho em duas partes, de acordo com esses processos de detecção. Ficamos, então, com o intervalo de energia de nêutrons rápidos, ou seja, para energia dos nêutrons acima de 100 keV, e para as energias menores do que esta, o que inclui nêutrons térmicos e epitérmicos.

Começaremos pela apresentação dos resultados obtidos com nêutrons rápidos e em seguida trataremos da faixa de energia mais baixa.

Os tópicos abordados em cada etapa são os seguintes:

1. determinação das condições de revelação dos materiais e reprodutibilidade do processo de revelação;
2. estudo do “background” dos materiais;
3. determinação da sensibilidade dos detectores em função da energia dos nêutrons;
4. determinação dos limites mínimo e máximo de detectabilidade- linearidade de resposta dos detectores e faixa de dose de utilização dos mesmos;
5. verificação da variação angular da resposta dos detectores;
6. influência de radiadores na resposta dos detectores; e
7. influência de pré-ataques na resposta em energia dos detectores.

A seguir apresentamos os materiais escolhidos para a realização do trabalho e apresentamos as técnicas experimentais utilizadas para a revelação dos materiais e análise dos dados obtidos.

3.2. Técnicas e materiais utilizados

3.2.1. Considerações sobre a técnica de revelação

Como mencionado no capítulo introdutório, existem basicamente dois processos que permitem a revelação dos traços latentes de um detector sólido de traços nucleares. Estes são: o ataque químico^(40,41) e o ataque eletroquímico^(42,43,44).

O ataque químico consiste em se submergir os detectores em uma solução conveniente à realização do ataque do material utilizado como SSNTD. Neste tipo de ataque os parâmetros que afetam a resposta do detector são:

- tipo e concentração da solução utilizada;
- temperatura da solução; e
- duração do ataque.

O ataque eletroquímico consiste em se submeter o detector a um ataque do tipo químico alterado, entretanto, pela ação de um campo elétrico alternado de alta intensidade. Neste tipo de ataque os parâmetros envolvidos na revelação do detector são:

- tipo e concentração da solução utilizada;
- temperatura da solução;
- duração do ataque;
- intensidade do campo elétrico alternado aplicado ao detector; e
- frequência do campo elétrico.

Observa-se que este tipo de processo, visando o ataque dos detectores, envolve uma série maior de parâmetros a serem controlados o que, evidentemente, aumenta a dificuldade de sua realização em comparação com o ataque químico; entretanto, este processo apresenta resultados com respeito a dimensão e contraste dos traços revelados e diminuição de dependência

energética do material^(45,46) que o tornam muito mais atraente, para utilização em dosimetria neutrônica, do que o ataque químico.

Existe, ainda, a possibilidade de utilização de combinações dos processos mencionados em diversas etapas objetivando a melhoria da resposta dos detectores (i.e., diminuir a dependência angular e energética, ou simplesmente aumentar a sensibilidade de registro dos detectores). Estas etapas de ataque são denominadas pré ou pós ataques (químicos ou eletroquímicos a baixa frequência) dependendo do fato de serem realizadas antes ou após o ataque eletroquímico a alta frequência^(47,48).

Estes pré-ataques trazem vantagens e desvantagens à resposta dos detectores. O pré-ataque químico, em geral, aumenta a sensibilidade dos detectores e diminui o "background" do mesmo uma vez que um efeito de "limpeza" do detector é obtido durante a sua realização. Os traços de "background", que, em geral, são aqueles mais superficiais no detector, são arredondados de modo que não são atacados durante o ataque eletroquímico com alta frequência. Este processo, entretanto, devido às características do pré-ataque químico preliminar, pode selecionar os traços em energia com maior facilidade aumentando, assim, a dependência energética de registro do detector.

O pré-ataque eletroquímico a baixa frequência tem a vantagem de aumentar a sensibilidade dos detectores, o que é muito interessante quando se trabalha com detectores de baixa sensibilidade, como os policarbonatos; entretanto, este também aumenta consideravelmente o "background" dos detectores, o que faz com que o limite mínimo de detectabilidade aumente, visto que nenhuma indicação de que este se uniformize seja comprovada pela literatura especializada sobre o assunto⁽⁴⁹⁾.

No trabalho desenvolvido com o CR-39 confrontamos a resposta obtida com um ataque eletroquímico simples com aquela obtida quando se acrescenta um pré ataque químico, de modo a verificar a influência deste processo na sensibilidade e na resposta em função da variação angular dos detectores quando irradiados com feixes monoenergéticos de nêutrons. Para o Makrofol-DE verificamos a eficiência de um pré-ataque eletroquímico na sua resposta em

energia. Este, entretanto, não se mostrou eficiente para aumentar a sensibilidade ou diminuir o limiar energético de resposta do material a prótons de recuo.

3.2.2.Os materiais utilizados

Optamos pelo ataque eletroquímico para revelação dos detectores devido às vantagens deste tipo de processo discutidas acima. Neste caso os detectores que melhor se adaptam, em termos de opticalidade, resposta ao tipo de ataque, adaptabilidade aos sistemas de revelação e leitura, etc., são os plásticos carbonato diglicol bis- alílico (CR-39) e o policarbonato comercialmente conhecido como Makrofol-DE, ambos mencionadas no capítulo 1.

O CR-39 é conhecido como detector sólido de traços nucleares desde 1978⁽⁵⁰⁾, quando foram descobertas as suas propriedades de registro de traços nucleares. Desde então, o seu estudo e aplicação em diversos ramos das ciências e tecnologia^(51,52,53) têm sido bastante difundidos.

O policarbonato Makrofol é conhecido como SSNTD desde a década de 60⁽⁵⁴⁾ e foi muito utilizado e estudado a partir de então. Embora as suas propriedades não sejam tão boas quanto as do CR-39 em termos de resposta para nêutrons rápidos, o seu estudo se justifica devido à sua alta resposta para registro de partículas alfa o que o indica para uso com conversores na detecção de nêutrons térmicos e epitérmicos. Existem no mercado vários tipos deste policarbonato, como o Makrofol-E, Makrofol-KG, Makrofol-D, etc. O mais recente destes materiais, entretanto, é o Makrofol-DE, que apresenta as características de ser opticamente símile ao CR-39 e ser muito mais sensível, principalmente para o registro de prótons de recuo resultantes de interação dos nêutrons rápidos com os constituintes do mesmo, do que os outros policarbonatos acima citados. Este também foi investigado por nós visando a possibilidade de se substituir o CR-39 no projeto de dosímetro. Algumas propriedades dos dois materiais são apresentados na tabela 3.1.

3.3.Sistemas de análise dos detectores

Para a realização da análise dos SSNTD's precisamos de dois sistemas, um que permita a revelação dos traços latentes formados no detector e um para a contagem dos traços revelados.

O equipamento básico para a realização da revelação eletroquímica consiste em:

- células de ataque eletroquímico nas quais se insere a solução reveladora;
- uma fonte de tensão alternada; e
- uma estufa para controle da temperatura da revelação.

Característica	CR-39	Makrofol-DE
Óptica	Transparente	Transparente
Térmica	Termorrígido	Termoplástico
Tipo de cadeia	Tridimensional (cross-linked)	Tridimensional (não cross-linked)
Densidade(g cm ⁻³)	1,31	1,29
Composição Química	C ₁₂ H ₁₈ O ₇	C ₁₆ H ₁₄ O ₃
Potencial de Ionização (eV)	70,2	69,5

Tabela 3.1.: Algumas características dos materiais CR-39 e Makrofol-DE estudados.

Já o sistema de leitura pode ser bem mais variado, existindo a possibilidade de diversos processos de leitura que vão desde a contagem realizada manualmente, isto é, em que a amostra a ser lida é colocada diretamente em um microscópio e o operador realiza a contagem dos traços; até aqueles mais sofisticados em que um sistema digitalizador de imagens acoplado a um microcomputador realiza a contagem da amostra⁽⁵⁵⁻⁵⁸⁾.

Nosso estudo foi realizado em parte no ENEA de Bolonha, Itália, e em parte no IPEN-CNEN/SP, o que resultou na utilização de dois sistemas de revelação e leitura distintos, embora bastante similares.

Apresentamos agora os sistemas, para ataque e leitura, utilizados e o processo de funcionamento de cada um. Discutiremos, também, os processos de análise estatística dos dados obtidos para as diferentes fases do estudo.

3.3.1. Sistema de ataque eletroquímico

O sistema utilizado para o ataque eletroquímico no ENEA-BO é composto de células especiais para este fim, uma fonte de alta tensão alternada controlada por um microcomputador e uma estufa para controle da temperatura do ataque.

As células utilizadas foram desenvolvidas no próprio laboratório AMB/BIO/METR do ENEA/BO. A figura 3.1 mostra um esquema de uma única célula do sistema. Na figura, AA é um orifício central que funciona como recipiente da solução reveladora; BB é o eletrodo em contato com a solução; CC uma placa metálica que funciona, também, como eletrodo, porém oposto àquele da solução; DD é um orifício para inserção da solução utilizando uma seringa hospitalar e OO é um anel de borracha tipo "o'ring".

As células são montadas uma sobre a outra em um suporte metálico em quantidade máxima de 12. Cada detector é colocado entre duas células de modo que uma face fique sobre o "o'ring" (OO), em contato com a solução, enquanto que a outra fique em contato com o eletrodo CC. A área atacada em cada detector é de 177 mm². Após a montagem cada pilha é conectada à fonte de alta tensão. Este sistema permite a utilização de várias pilhas simultaneamente.

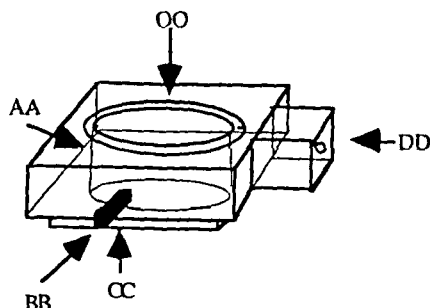
O campo elétrico alternado é gerado por um sistema composto de uma fonte de alta tensão e um microcomputador (HP-41CV), desenvolvido pela Homman-Bell Ltd., que possibilita a realização de ataques em várias etapas (químicos ou eletroquímicos) automaticamente. A tensão aplicada pode variar entre 0 e 3500 V e a frequência entre 50 e 5000 Hz. Pode-se utilizar em cada ataque um máximo de 100 células.

A estufa utilizada é da marca Townson e Mercer modelo 8-300, que mantém a temperatura constante com uma variação máxima de $\pm 0,5^{\circ}\text{C}$.

Um esquema do sistema utilizado para a revelação eletroquímica no IPEN é apresentado na figura 3.2. Neste caso as células são acopladas umas às outras tendo entre si os detectores a serem revelados. A solução é inserida na célula que se encontra em contato com a face do detector que se deseja revelar; a face que não será revelada fica em contato com uma solução condutora que servirá como

eletrodo oposto ao da solução reveladora. Este sistema foi desenvolvido no próprio laboratório de detectores de traços do instituto⁽⁵⁹⁾.

Figura 3.1.: Esquema de uma célula de ataque eletroquímico do sistema do ENEA/BO.



A fonte de tensão alternada é do tipo 3EPWO510, de fabricação italiana, que permite uma variação de tensão entre 0 e 5000 V à frequência constante de 2 kHz, não existindo a possibilidade de realização de ataques em diferentes etapas, automaticamente. A estufa utilizada mantém a temperatura constante com uma incerteza de $\pm 2^{\circ}\text{C}$.

A área revelada nas células utilizadas neste sistema é de 154 mm^2 .

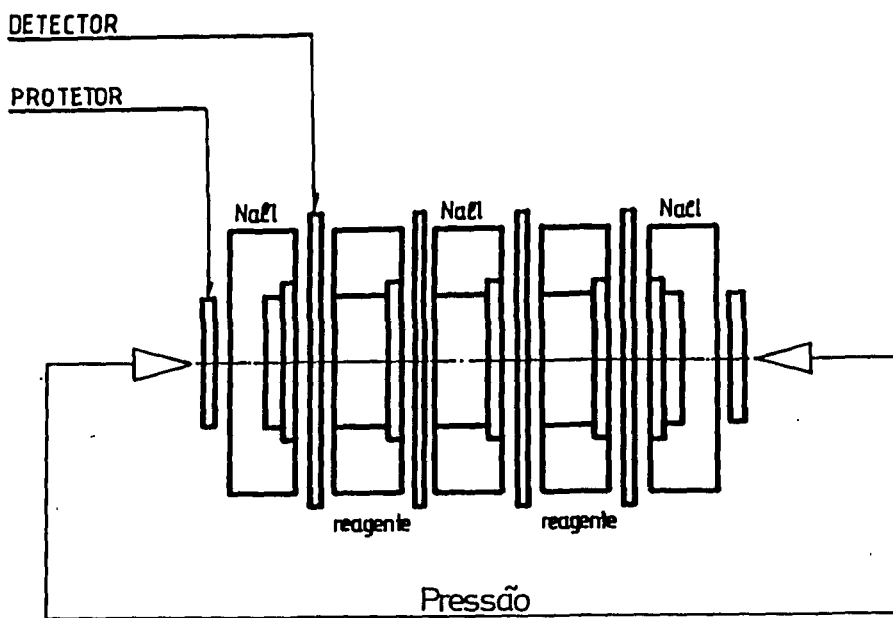
Em ambos os sistemas a solução utilizada é aquecida previamente à sua introdução nas células.

3.3.2. Sistema de leitura dos detectores

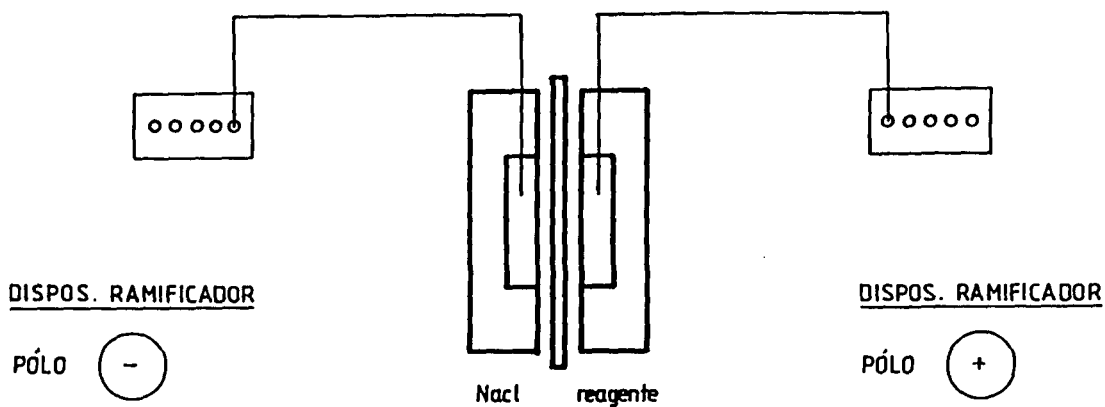
O sistema de leitura dos detectores do ENEA-BO consiste de um microscópio (Wild 162050) dotado de uma câmera e conectado a um analisador de imagem Optomax V produzido pela Analytical Measuring Systems Ltd.

O aumento do microscópio óptico utilizado é de 25x. Este é adaptado de modo que a área do detector lida seja iluminada lateralmente. Este tipo de iluminação a fibra óptica (marca Schott) permite a discriminação dos traços de eventuais depósitos de pó sobre a superfície do detector a ser lida.

Figura 3.2.: Esquema do sistema de ataque eletroquímico do IPEN.



(LIGAÇÃO DOS ELETRODOS)



Cada campo de leitura apresenta uma área de 12 mm^2 e para cada detector são contadas seis áreas independentes. O procedimento de leitura é semi automático, uma vez que o operador deve posicionar manualmente o detector de modo a localizar as várias áreas de leitura.

Este sistema de leitura apresenta a desvantagem de ampliar pouco os traços a serem lidos, o que faz com que estes devam possuir dimensões grandes, limitando assim a faixa de dose de utilização dos dosímetros.

O sistema de leitura automática do IPEN obedece ao mesmo princípio daquele anteriormente descrito, sendo que neste caso o microscópio com a câmara acoplada, de marca Leitz, é conectado a um microcomputador que realiza a leitura. O “software” de leitura foi desenvolvido em colaboração do IPEN com o Instituto de Física da USP. A iluminação dos detectores, neste caso, é feita de forma direta.

Este sistema permite que se utilize três diferentes objetivas, de 10x, 20x e 50x. No nosso estudo, visto a dimensão dos traços revelados, utilizamos sempre o aumento 10x, onde cada campo de leitura é de $2,4 \text{ mm}^2$. Em cada detector foram lidos um número mínimo de 20 campos.

3.3.3. Tratamento estatístico dos dados

A técnica dos SSNTD's permite que o tratamento dos dados seja bastante simples. Convencionalmente, a incerteza associada a uma medida restringe-se ao desvio padrão entre as diferentes medidas realizadas.

Este tipo de análise foi utilizado para a apresentação dos dados referentes à determinação das condições de revelação dos materiais. Neste caso as curvas apresentadas são apenas o que denominamos de “guias de vista” e mostram o comportamento do material para a variação de determinados parâmetros. Cada medida apresentada corresponde à média de três detectores irradiados e revelados nas mesmas condições. As leituras são normalizadas a uma área de 1 cm^2 e a uma dose de referência proveniente do ^{252}Cf (tomada como absoluta, isto é, não consideramos o erro na medida da dose) de 1 mSv. O erro associado a cada ponto apresentado nas figuras é o desvio padrão destas medidas.

Nas curvas que servirão para a calibração dos detectores, entretanto, utilizamos para o cálculo do erro associado a cada ponto uma técnica de análise, sugerida por Burgkhart e outros em 1992⁽⁶⁰⁾, que considera também a incerteza associada ao sistema de leitura dos detectores.

A densidade bruta de traços e o desvio padrão a ela associada são dados por:

$$d_{bruta} = \frac{1}{r \cdot s} \sum_j \sum_i d_{i,j} \quad (3.1)$$

$$DP = \sqrt{\frac{\sum_j \sum_i (d_{bruta} - d_{i,j})^2}{r \cdot s \cdot (r \cdot s - 1)}} \quad (3.2)$$

$$i=1\dots r; j=1\dots s$$

onde:

s = número de amostras para uma dada condição de irradiação;

r =número de campos contados por amostra;

d_{bruta} = densidade de traços total média por unidade de área; e

$d_{i,j}$ = densidade de traços do i -ésimo campo contado na j -ésima amostra.

3.4. Apresentação dos resultados

3.4.1. Faixa de energia rápida

3.4.1.1. Determinação das condições de revelação dos materiais

Uma vez estabelecidos os materiais a serem utilizados e escolhido o tipo de ataque que desejamos realizar a etapa seguinte desenvolvida foi a determinação das condições ótimas de revelação dos detectores. Nesta etapa consideramos, também, a adaptação destas condições ao serviço de rotina de um laboratório de dosimetria, ou seja, a duração do ataque deve ser escolhida de maneira a viabilizar a realização deste para um grande número de detectores

considerando, ainda, a jornada de trabalho dos funcionários de um laboratório do gênero. As condições de revelação devem estar de acordo, ainda, com o equipamento utilizado para ataque dos detectores, como: capacidade da fonte de tensão, sistema de leitura disponível, etc.

3.4.1.1.1.Preparação das amostras e irradiações

Para o desenvolvimento desta etapa do trabalho as amostras de CR-39 a serem utilizadas nas irradiações foram cortadas a laser nas dimensões de 2x3 cm². A face utilizada para o ataque vem marcada de fábrica de modo que se utiliza sempre este lado para a revelação.

O CR-39 vem originalmente de fábrica com uma cobertura de cerca 50 µm em ambas as faces. Esta cobertura serve como proteção da radiação de fundo dos ambientes em que o detector é armazenado e dos danos de manuseio. A espessura nominal do material utilizado era de 700 µm.

O material Makrofol-DE utilizado vem de fábrica em diversas espessuras entre 100 µm e 500 µm. Este material vem de fábrica com coberturas plásticas de diferentes cores em cada face e de espessura 60 µm. Este material é maleável e permite que o seu corte seja realizado manualmente com o auxílio de uma tesoura. As amostras foram cortadas em dimensões 2x2 cm².

Os materiais foram fixados em suportes de cartolina e irradiados à distância de 1 m de uma fonte de ²⁵²Cf pelo tempo necessário para obter-se uma dose de 1 mSv. Correções devidas ao ângulo sólido formado entre fonte e detectores foram efetuadas.

3.4.1.1.2.Condições de revelação do CR-39

Estudamos a influência dos parâmetros: tempo de ataque, concentração da solução utilizada e intensidade do campo elétrico aplicado ao detector. Os parâmetros frequência do campo elétrico e temperatura do ataque foram tomadas a partir da literatura já existente a este respeito sendo de 2 kHz e 60°C, respectivamente.

A determinação da intensidade do campo elétrico aplicado ao detector foi feita a partir de dados já existentes no laboratório do ENEA/BO⁽⁶¹⁾. O valor estabelecido foi 28 kVcm^{-1} (r.m.s.).

As figuras 3.3 a 3.7 mostram o comportamento da sensibilidade e do "background" para os parâmetros:

- a) variação do tempo de revelação (figuras 3.3 e 3.4);
- b) variação da concentração da solução de KOH (figura 3.6).

As figuras 3.5 e 3.7 mostram as razões sinal-ruído para os parâmetros a e b acima mencionados. Da análise destas curvas escolhemos as seguintes condições para revelação dos detectores:

- tempo de ataque: 150 min,
- solução utilizada: KOH, 30% em massa,
- intensidade do campo elétrico: 28 kVcm^{-1} (r.m.s.),
- frequência: 2 kHz, e
- temperatura do ataque: 60°C .

3.4.1.1.3. Condições de revelação do Makrofol-DE

Para a determinação das condições de revelação dos detectores Makrofol-DE fixamos os parâmetros iniciais a partir de dados obtidos anteriormente para o Makrofol-E no laboratório de traços do IPEN⁽⁵⁹⁾ e, também, neste caso valores da frequência do campo elétrico e da temperatura da solução foram obtidos a partir da literatura^(59,62), utilizando os valores de 2 kHz e 60°C , respectivamente. Consideramos conveniente, ainda, observar o critério de realização de um ataque eletroquímico sem pré-ataques.

Um outro parâmetro a ser verificado é a resposta do detector em função da face de revelação de modo a determinar a melhor posição do detector na montagem do dosímetro.

Figura 3.3.: Resposta dos detectores CR-39 em função do tempo de ataque eletroquímico.

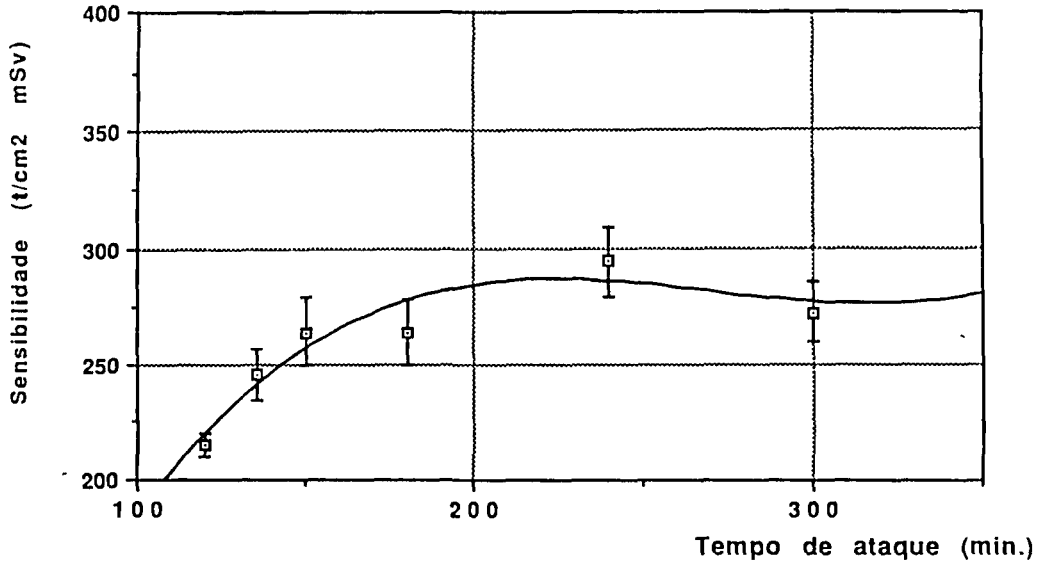


Figura 3.4.: Background de detectores CR-39 em função do tempo de ataque eletroquímico.

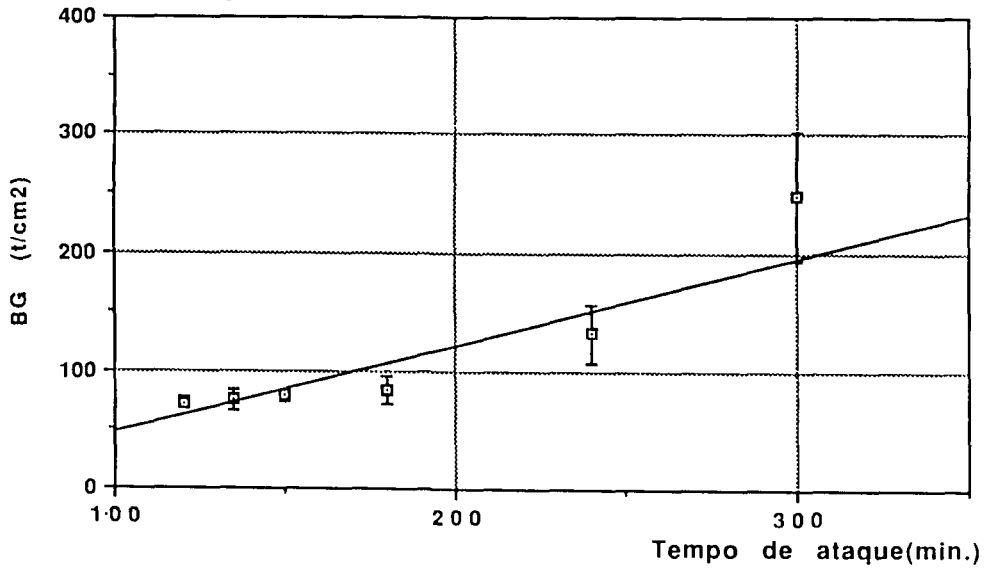


Figura 3.5.: Razão sinal-ruído para o parâmetro tempo de ataque do detector CR-39.

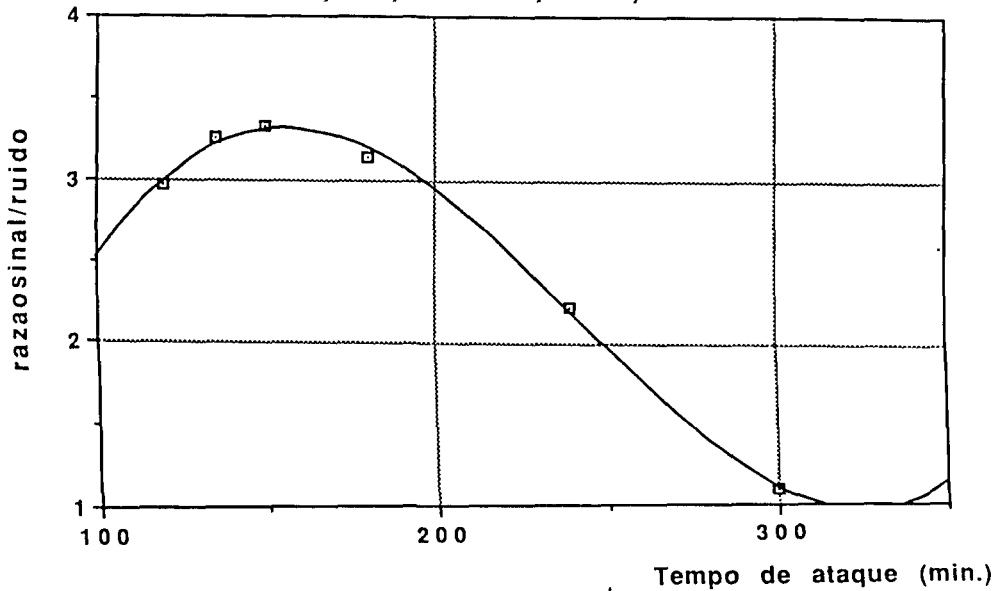


Figura 3.6.: Variação da resposta dos detectores CR-39 (curva a) e do "background" em função da concentração de KOH na solução de revelação (curva b).

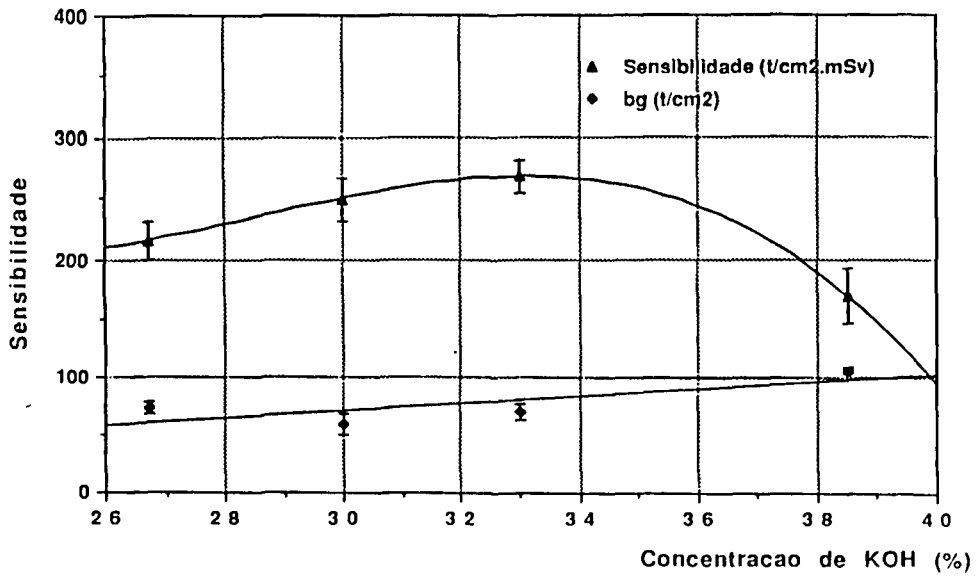
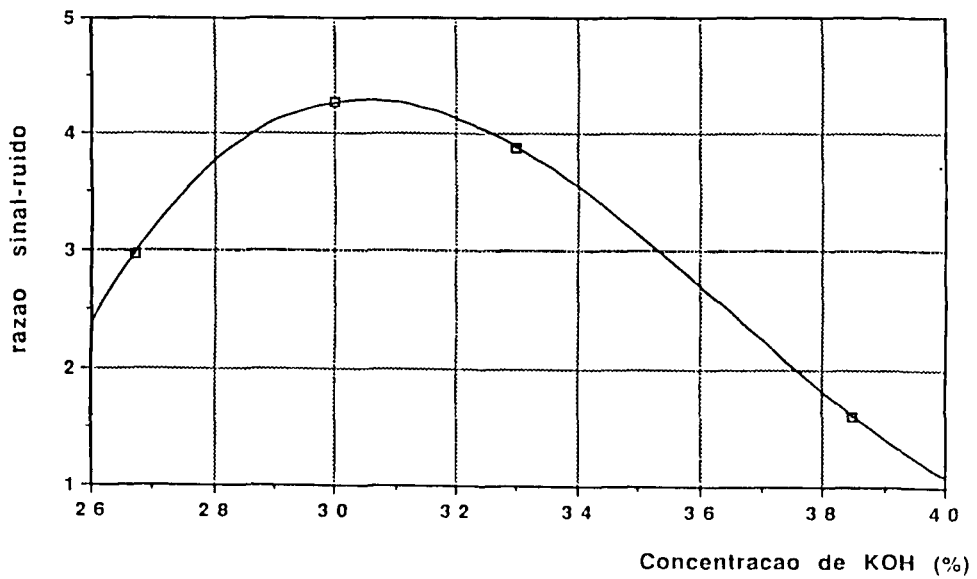


Figura 3.7.: Razão sinal-ruído para o parâmetro concentração de KOH na solução reveladora (CR-39).



Os gráficos apresentados nas figuras 3.8-3.13 mostram as curvas obtidas para a variação da sensibilidade e do "background" para os parâmetros:

- a) tempo de ataque (figuras 3.8 e 3.9);
- b) concentração de álcool etílico na solução de ataque (figura 3.11, curvas a e b;
- c) intensidade do campo elétrico aplicado ao detector (figuras 3.13 a e b).

As figuras 3.10, 3.12 e 3.13c apresentam o comportamento da razão sinal-ruído para os parâmetros a, b e c , respectivamente.

Analisando-se as figuras anteriores as seguintes condições para revelação dos detectores foram inicialmente consideradas:

- tempo de ataque: 180 min,
- solução utilizada: PEW40 (15% KOH, 40% álcool etílico, e 45% de água - concentrações em massa);
- intensidade do campo elétrico: $32 \text{ kV}\cdot\text{cm}^{-1}$ (r.m.s.);
- frequência: 2 kHz; e
- temperatura do ataque: 60°C.

Utilizando estes resultados obtivemos, entretanto, dimensões de traços que não eram adequadas à utilização do sistema de leitura dos detectores. Verificamos, então, a influência do tempo de revelação para as condições anteriormente determinadas. Os resultados obtidos são mostrados nas figuras 3.14 e 3.15. Optamos, então, pela redução do tempo de revelação para 90 min., o que não ocasionou perda significativa de sensibilidade.

3.4.1.1.3.1.Determinação da face do detector Makrofol-DE a ser revelada

Como já mencionado anteriormente, o material CR-39 vem de fábrica com uma identificação da face que deve ser utilizada para a revelação do detector; o mesmo não ocorre com o Makrofol-DE, uma vez que este material não é fabricado especificamente para utilização como detector sólido de traços nucleares. Neste caso foi necessário determinar a existência de diferenças de eficiência de registro de traços entre as faces do detector, de modo que, posteriormente, no projeto do dosímetro, a face a ser avaliada seja conhecida.

Figura 3.8.: Estudo do tempo de revelação de detectores Makrofol-DE. Condições de revelação $E=26,7 \text{ kVcm}^{-1}(\text{rms})$, 2kHz, 60°C, PEW40.

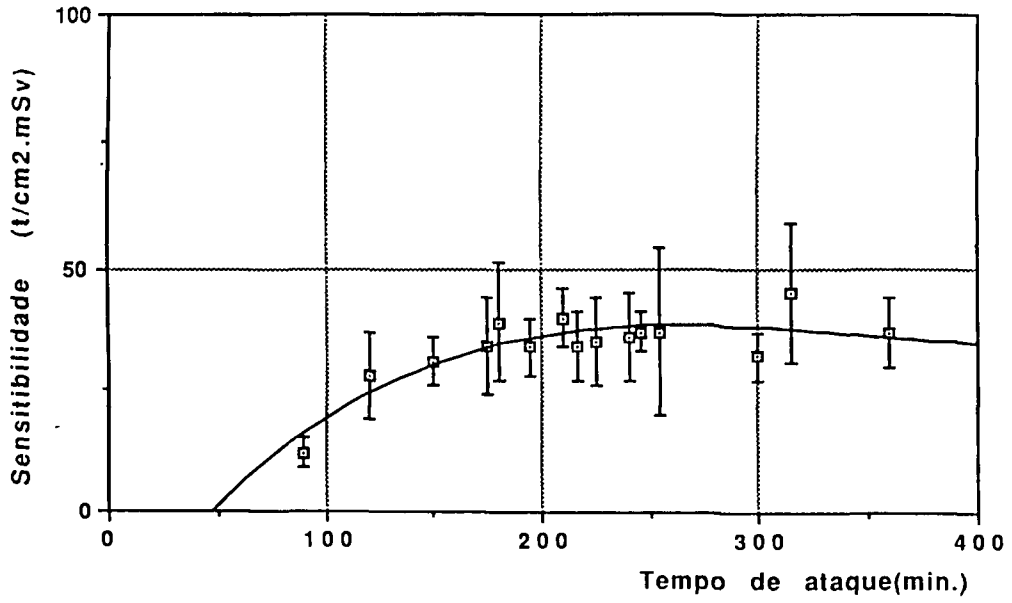


Figura 3.9.: Variação do "background" em função do tempo de ataque eletroquímico para os detectores Makrofol-DE.

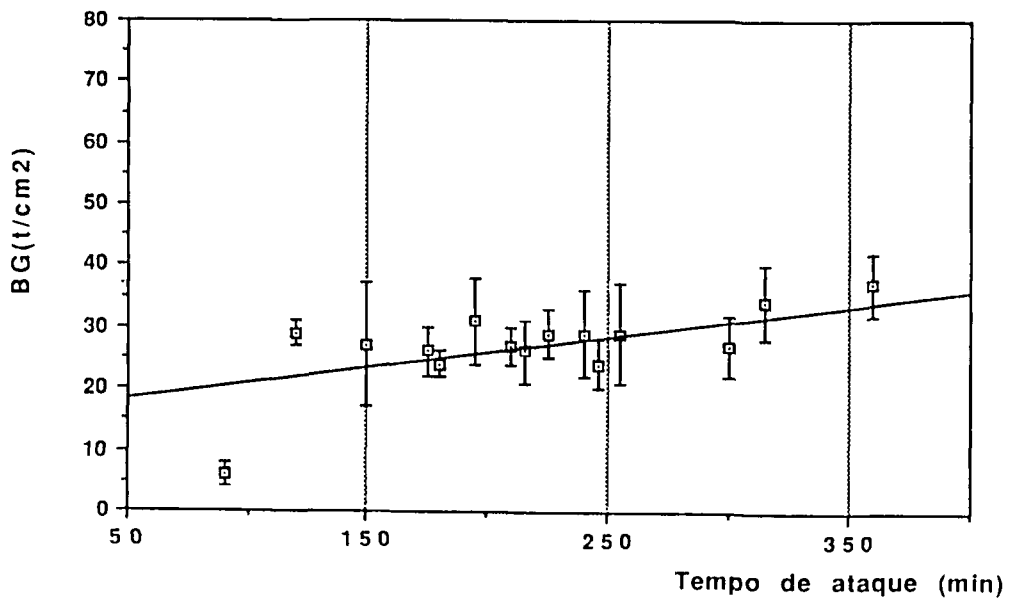


Figura 3.10.: Razão sinal-ruído pra o parâmetro tempo de revelação do detector Makrofol-DE.

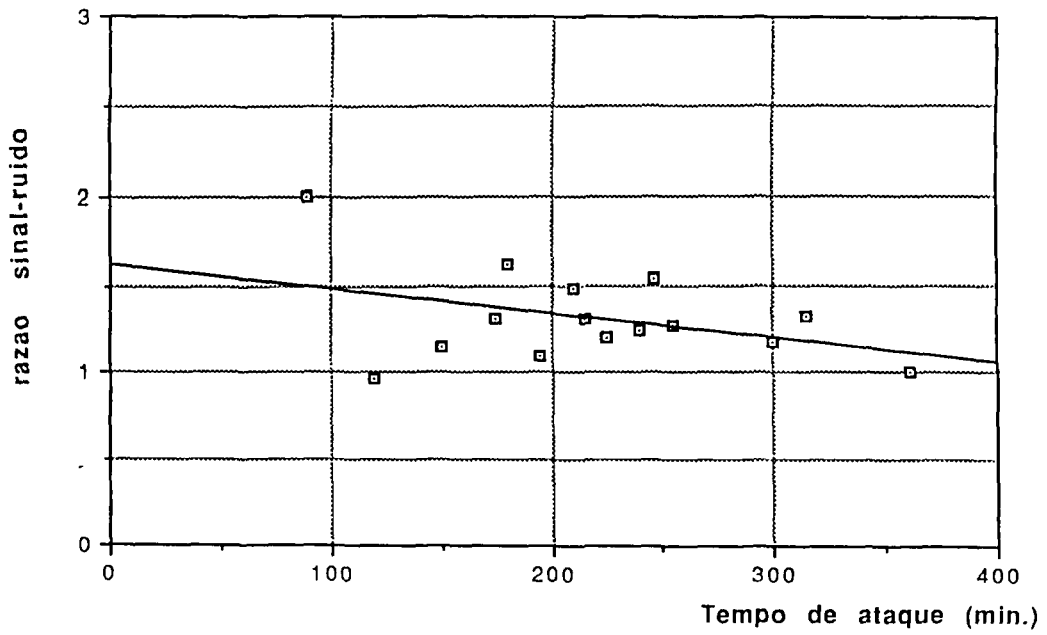


Figura 3.11.: Resposta do detector Makrofol-DE (curva a) e variação do "background" (curva b) em função da concentração de álcool etílico na solução reveladora.

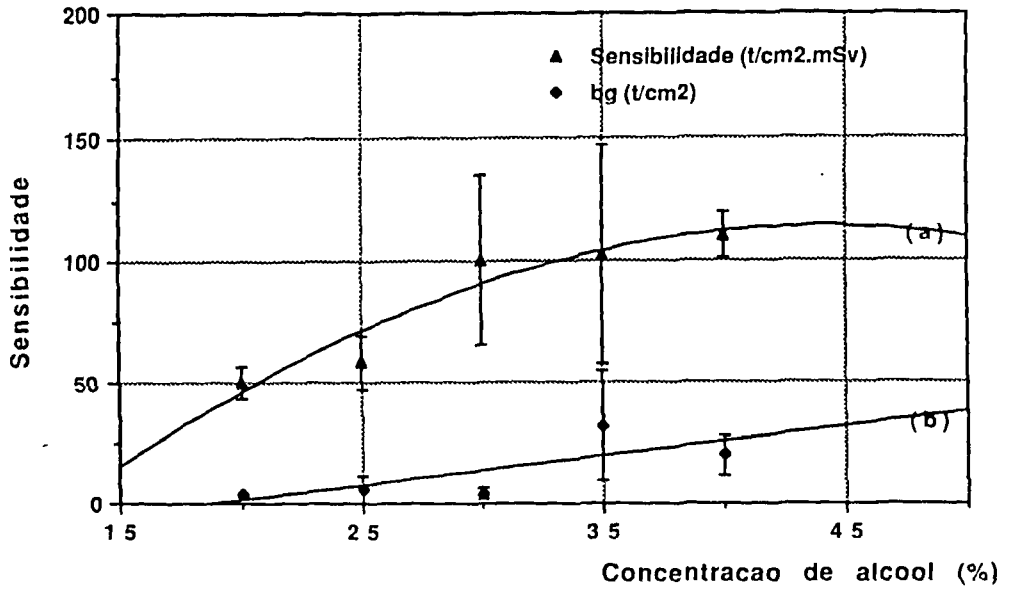


Figura 3.12.: Razão sinal-ruído para o parâmetro concentração de álcool etílico na solução de revelação do Makrofol-DE.

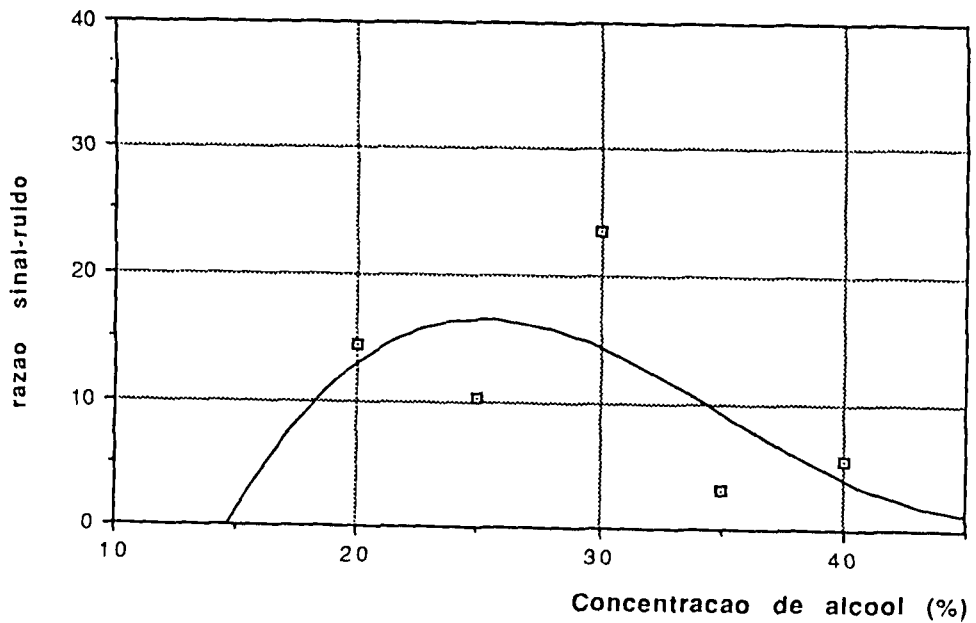


Figura 3.13.: Estudo da resposta do detector Makrofol-DE em função da intensidade do campo elétrico aplicado ao detector: a) variação da sensibilidade; b) variação do "background"; e c) razão sinal-ruído.

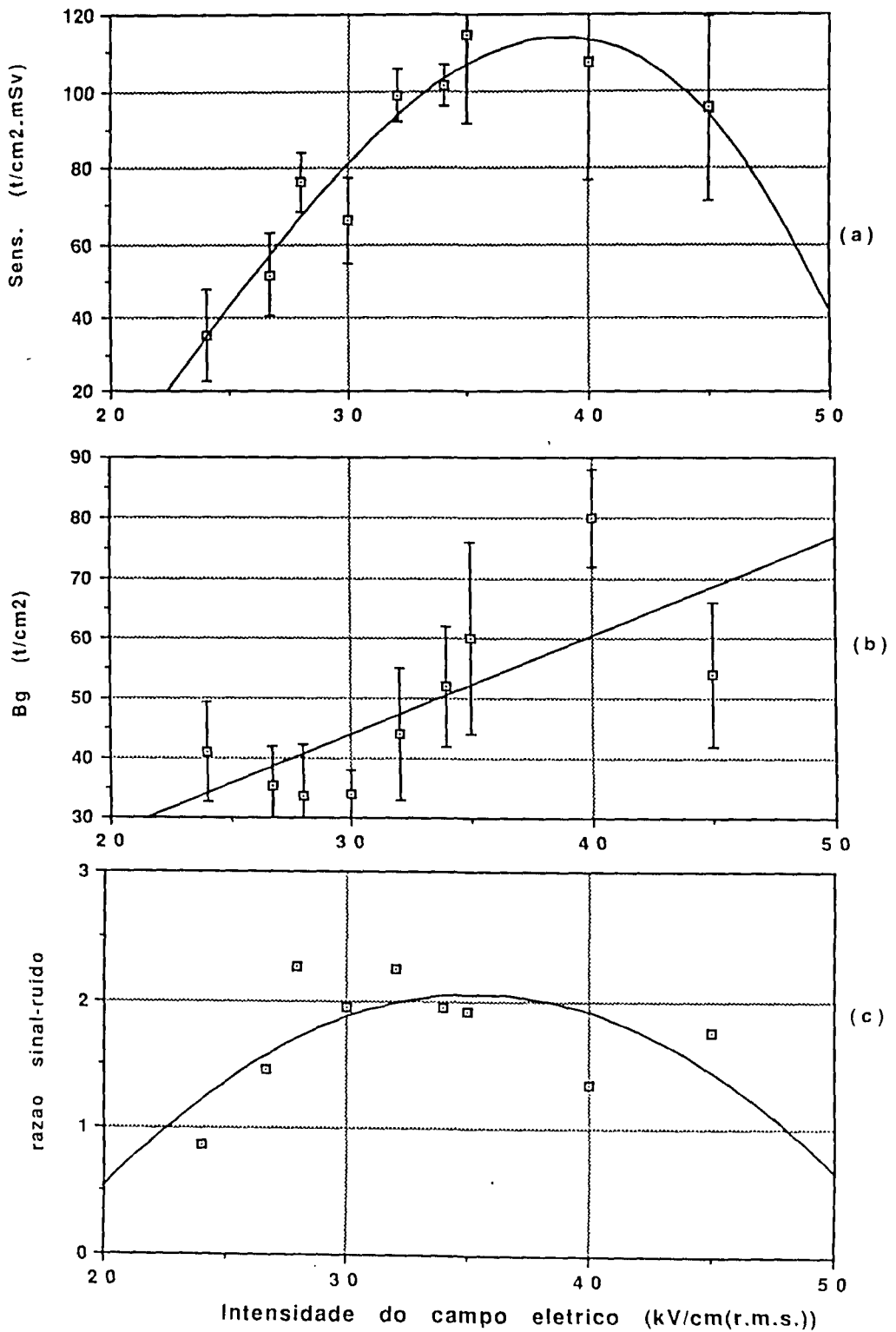


Figura 3.14.: Sensibilidade de detectores Makrofol-DE em função do tempo de ataque para 32 kVcm^{-1} (rms).

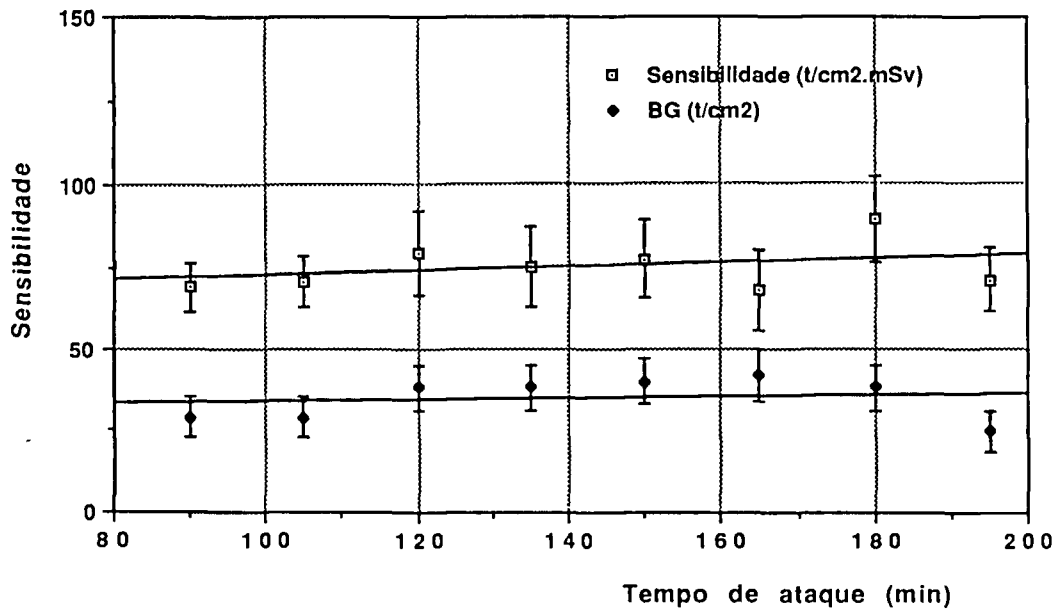
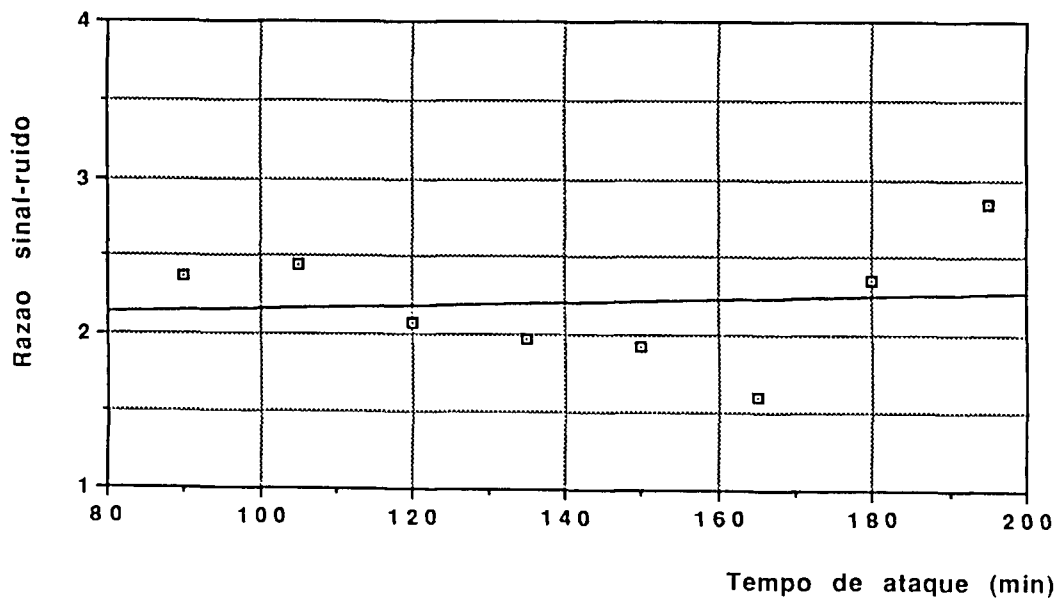


Figura 3.15.: Razão sinal-ruído para o parâmetro tempo de ataque eletroquímico 32 kVcm^{-1} (rms).



Este estudo compreendeu a verificação de sensibilidade e variação do "background" do detector em cada face.

Uma série de detectores foi então irradiada e revelada na face de cobertura verde, enquanto outra série foi revelada do lado de cobertura incolor. Os valores obtidos para a sensibilidade e "background" com os respectivos desvios padrões são apresentados na tabela 3.2.

É importante observar-se que, embora a sensibilidade da face verde seja mais alta (cerca de 2x maior) do que aquela da face incolor e o "background" menor, a variação do σ_{bg} é menos significativa na face incolor, o que permite um limite inferior de detecção menor.

Face revelada	Sensibilidade (tcm ⁻² mSv)	"Background" (tcm ⁻²)	σ_{bg} (%)
Verde	80±17	14 ±9	64
Incolor	31±8	34±7	20

Tabela 3.2.: Variação da sensibilidade dos detectores Makrofol-DE em função da face revelada.

3.4.1.1.4.Reprodutibilidade do processo de revelação dos detectores.

De modo a obter a reprodutibilidade dos processos de revelação dos detectores um teste com 15 detectores CR-39 irradiados com nêutrons provenientes da fonte de ²⁵²Cf 7 não irradiados, para controle do "background", e 24 detectores Makrofol-DE irradiados e 12 não irradiados foi realizado.

Os valores da reprodutibilidade foram calculados como sendo o valor do desvio padrão das medidas dividido pela média dos valores obtidos em cada série. Estes valores são 10% para o CR-39 e 8 % para o Makrofol-DE.

Os valores obtidos são bastante aceitáveis quando comparado àquele sugerido pelo ISO^(34,38) que é 30% para uma série de no mínimo 10 detectores submetidos a uma dose de 1 mSv do ²⁵²Cf.

3.4.1.2. Resposta em energia, linearidade, faixa de dose de utilização dos detectores, variação angular e influência de radiadores na resposta do CR-39

Os tópicos estudados nesta etapa foram:

- i. resposta dos materiais em função da energia dos nêutrons incidentes;
- ii. linearidade de resposta dos materiais para diferentes energias;
- iii. determinação dos limites mínimo e máximo de detectabilidade; e
- iv. variação angular da resposta dos detectores.

Para cada um destes tópicos foi verificada, também, a influência da espessura do detector na resposta dos materiais. De modo geral, para o CR-39 foi verificada a resposta dos detectores para espessuras de 700, 1400 e 2100 μm e para o Makrofol-DE 500, 1000 e 1500 μm ; os dados para o Makrofol que são apresentados, entretanto, são aqueles obtidos apenas para a espessura nominal de 500 μm uma vez que não encontramos variação significativa de resposta para espessuras maiores com este material.

Os testes realizados consideraram feixes monoenergéticos na faixa de energia entre 144 keV e 15,1 MeV mais dois pontos com espectros contínuos de energias máximas de 44,5 e 66 MeV.

Para o material CR-39 são apresentados dados, também, para uma série de detectores revelados utilizando-se um pré-ataque químico de 30 min. Uma comparação dos resultados obtidos é realizada.

Para o estudo do detector Makrofol-DE a faixa total de energia dos nêutrons foi dividida em três, de modo a pesquisar-se a melhor resposta do material a cada uma destas sub-faixas. Estas sub-faixas energéticas são: de 144 keV a 1,2 MeV, de 2,1 a 15,1 MeV e aquela que engloba as duas energias mais altas.

A seguir são apresentadas as condições de irradiação e a descrição das amostras irradiadas, além dos dados obtidos para cada tópico anteriormente mencionado, para os materiais CR-39 e Makrofol-DE.

3.4.1.2.1.Irradiações

Para a verificação da resposta em energia dos detectores, foi utilizada uma série de detectores irradiados durante a intercomparação de dosímetros para nêutrons do Eurados-Cendos de 1992. As irradiações foram realizadas nos seguintes laboratórios:

- Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB-Alemanha);
- GSF-Forschungszentrum für Umwelt und Gesundheit (GSF-Alemanha); e
- Paul Scherrer Institut (PSI-Suíça).

3.4.1.2.1.1.Irradiações realizadas no PTB

Neste instituto os detectores foram irradiados com feixes de nêutrons monoenergéticos provenientes de um acelerador linear utilizando alvos de lítio depositado em tálio e trítio em titânio sobre cobre, que possibilitam a obtenção de feixes monoenergéticos de energias 144 e 565 keV, respectivamente. O modo de produção dos feixes e os fatores de conversão fluência-dose equivalente utilizados são apresentados na tabela 3.3.

Os detectores foram fixados em um simulador PMMA (polimetilmetacrilato) de dimensões 30x30x15 cm³ posicionado a 75 cm da fonte de nêutrons (alvo do acelerador). Um esquema do arranjo experimental utilizado para estas irradiações é mostrado na figura 3.16 b. As irradiações foram realizadas a 0°, 30°, 60° e 85° em relação ao feixe de nêutrons incidente. As doses de irradiação variaram entre 1,4 e 2,6 mSv.

Energia (MeV)	Modo de produção ¹	Fator de conversão fluência-dose equivalente(H ⁺ (10)) (pSv. cm ²)
0,144	Reação: ⁷ Li(p,n) ⁷ Be EP=1,95 MeV	100
0,565	Reação: ³ H(d,n) ⁴ He ED=1,50 MeV	265

Tabela 3.3: Modo de produção dos feixes de nêutrons utilizados nas irradiações realizadas no PTB e os respectivos fatores de conversão de fluência a dose equivalente(H⁺(10))⁽⁹⁾

¹ EP=energia dos prótons incidentes no alvo
ED=energia dos dêuterons incidentes no alvo

3.4.1.2.1.2. Irradiações realizadas no GSF

Os detectores foram irradiados com feixes monoenergéticos de nêutrons com energias 1,2; 5,3 e 15,1 MeV e com nêutrons provenientes do ^{252}Cf . Os modos de produção dos nêutrons utilizados nestas irradiações assim como os fatores de conversão fluência-dose equivalente são mostrados na tabela 3.4.

Dois tipos de irradiações foram realizadas, uma denominada "free in air" para investigação da linearidade de resposta dos detectores e outra realizada com um simulador PMMA de $30 \times 30 \times 15 \text{ cm}^3$. Os esquemas dos arranjos utilizados em cada tipo de irradiação são mostrados nas figuras 3.16 a e b.

Energia (MeV)	Modo de produção ¹	Fator de conversão fluência-dose equivalente($H^+(10)$) (pSv. cm^2)
1,2	Reação: $^3\text{H}(p,n)^3\text{He}$ EP=2,08 MeV	345
5,3	Reação: $^2\text{H}(d,n)^3\text{He}$ ED=2,30 MeV	416
15,1	Reação: $^3\text{H}(d,n)^4\text{He}$ ED=0,40 MeV	559
^{252}Cf	Fissão espontânea	340

Tabela 3.4: Modo de produção dos feixes de nêutrons utilizados nas irradiações realizadas no GSF e os respectivos fatores de conversão de fluência a dose equivalente($H^+(10)$)⁽⁹⁾.

Para o estudo da linearidade de resposta os detectores foram submetidos a doses entre 0,4 e 10 mSv e para a variação angular foi utilizada uma dose nominal de 2,5 mSv. Os ângulos de irradiação em relação ao feixe de nêutrons incidentes foram 0° , 30° , 60° e 85° . Os detectores foram posicionados a 76,3 cm para irradiações do tipo variação de dose, a 75,4 cm para variação angular e a 75 cm para irradiações com o ^{252}Cf .

3.4.1.2.1.3. Irradiações realizadas no laboratório PSI

Estas irradiações a energias mais altas (44,5 e 66 MeV) são utilizadas aqui como um complemento das informações sobre os detectores uma vez que estão fora da faixa de energia inicialmente proposta para realização deste estudo (ver parágrafo 4.3.5).

Figura 3.16.a: Esquema do arranjo para irradiações “free-in-air” realizadas no GSF.

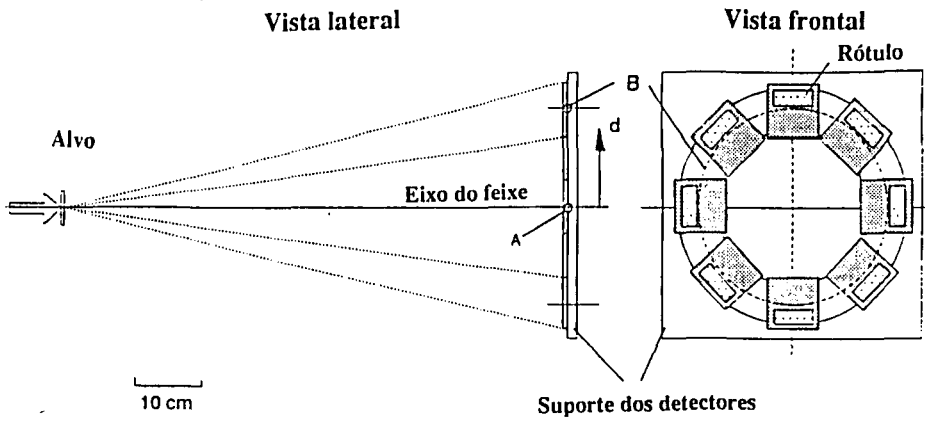
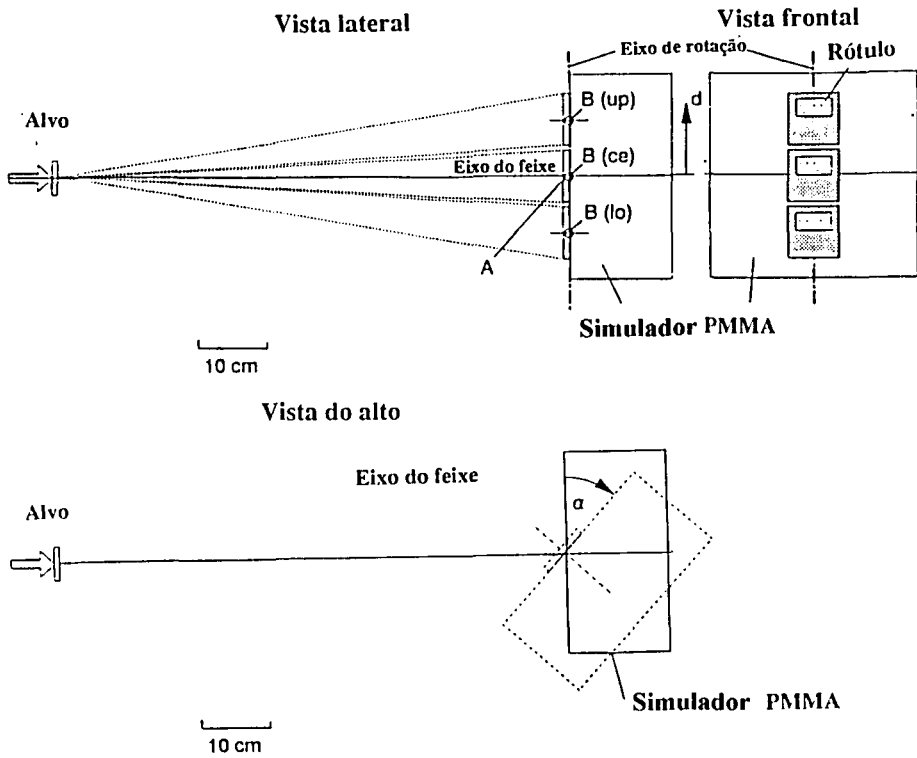


Figura 3.16.b: Esquema do arranjo para irradiações realizadas com fantoma PMMA no PTB e GSF.



Os feixes de nêutrons foram obtidos a partir da irradiação de alvos de ^9Be de espessura 2 mm com prótons de 50 MeV e 71,3 MeV para geração de energias máximas $(44,5 \pm 2,6)$ MeV e $(66,0 \pm 8,7)$ MeV, respectivamente. As energias médias de tais feixes são: 25 e 30 MeV.

Os detectores foram fixados em um simulador de Plexiglass de dimensões $100 \times 100 \times 40$ cm³. A distância entre o alvo de ^9Be e o eixo simétrico vertical do simulador é 7,78 m. Os fatores de conversão de fluência em dose equivalente ($H^*(10)$) utilizados foram 456 pSv·cm² para 44,5 MeV e 458 pSv·cm² para 66 MeV⁽⁹⁾.

Os detectores foram irradiados nas posições frente e verso do simulador de modo que se pode verificar a influência deste na resposta dos detectores. Um esquema do simulador com as posições de irradiação denominadas frente e verso é mostrado na figura 3.17.

3.4.1.2.1.4. Correções aplicadas ao cálculo das doses de referência.

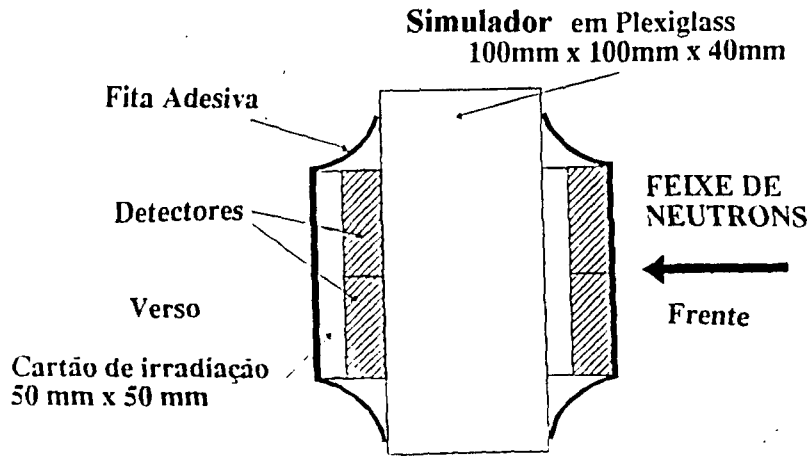
As doses aqui reportadas foram calculadas a partir da fluência de nêutrons e fornecidas pelos institutos onde as irradiações foram realizadas. Estas fluências foram obtidas a partir da carga produzida pelos aceleradores.

A dose equivalente apresentada é aquela definida a 10 mm de profundidade na esfera ICRU para um campo expandido paralelo, ou seja, dose equivalente ambiental ($H^*(10)$).

Para a monitoração pessoal, entretanto, o ICRU recomenda que se forneça a dose em termos da dose equivalente pessoal⁽⁴⁾. Ocorre, porém, que os valores de H_p dependem da forma e geometria do corpo do usuário⁽³⁾ e devido à complexidade envolvida no cálculo de tais fatores de conversão de fluência a tal dose equivalente, não existem ainda tais fatores de conversão devidamente estabelecidos.

Em 1992 Schuhmacher e outros⁽⁶³⁾ apresentaram cálculos feitos a partir do método de Monte Carlo para tais fatores de conversão entre nêutrons de energia térmica até aquela de 70 MeV, mas estes fatores não foram ainda adotados ou recomendados por nenhum instituto de padronização. Por outro lado, os valores

Figura 3.17.: Esquema do arranjo utilizado para irradiações realizadas no PSI.



de H_p podem ser aproximados pelo valor da dose equivalente direcional, para a qual existem tais fatores já calculados e aceitos por institutos de padronização. Utilizamos então os valores de referência aqui reportados em termos de $H'(10)$, que segundo Harvey⁽⁷⁾ são uma boa aproximação para H_p e considerando-se o erro total obtido na medida de $H'(10)$ estes valores podem ser considerados como equivalentes. Mostramos na tabela 3.5 os valores da razão H'/H^* utilizados aqui para obtenção da dose equivalente direcional.

O ponto de referência a que a dose fornecida corresponde é aquele denominado de A nas figura 3.16 a e b e é o centro geométrico do sistema irradiado. De modo a se obter a dose correspondente à posição onde se encontrava o dosímetro, os fatores de correção sugeridos pelos laboratórios para correções baseadas na lei do inverso do quadrado da distância fonte-detector e anisotropia dos feixes são apresentados na tabela 3.6.

Energia dos nêutrons (MeV)	0°	15°	30°	45°	60°	75°	90°
térmicos	1,0	0,98	0,96	0,64	0,45	0,14	0,03
0,144	1,0	0,96	0,81	0,74	0,66	0,22	0,02
0,565	1,0	0,98	0,92	0,84	0,65	0,44	0,22
1,2	1,0	1,0	0,98	0,88	0,73	0,53	0,25
5,3	1,0	1,0	1,0	1,0	1,0	0,90	0,68
14,7	1,0	1,0	1,0	1,0	1,0	0,95	0,90
²⁵² Cf	1,0	1,0	0,98	0,92	0,81	0,65	0,40

Tabela 3.5: Valores de $H'(10)/H^*(10)$ em função do ângulo de incidência do feixe de nêutrons em relação à normal à superfície do simulador em que se encontram os detectores de acordo com cálculos de Harvey⁽⁷⁾.

Condições de irradiação	0,565 MeV	1,2 MeV	5,3 MeV	15,1 MeV
“free in air”	0,957	0,946	0,843	0,986
simulador	0,981	0,975	0,936	0,995

Tabela 3.6: Fatores corretivos aplicados para cálculo dos valores de dose de referência. Irradiações realizadas no GSF.

3.4.1.2.2. Descrição das amostras irradiadas

Os detectores irradiados foram fixados em suportes de cartolina com dimensões de 7,5x7,5 cm² recobertos com uma camada de policarbonato de 125 µm. Três detectores foram sobrepostos formando uma pilha. Quatro pilhas foram

posicionadas nos suportes, de modo que um total de 12 detectores CR-39 e 15 Makrofol-DE, assim estruturados, formavam cada suporte. Esta montagem possibilitou a verificação da influência da espessura na resposta dos detectores.

Uma montagem símile foi realizada para as irradiações a 46 e 66 MeV. Neste caso, entretanto, os suportes montados tinham dimensões de 5x5 cm². Seis dosímetros CR-39 foram fixados em cada suporte juntamente com 12 detectores Makrofol-DE.

Os esquemas dos dois suportes são apresentados nas figuras 3.18 e 3.19. Nestas figuras as posições denominadas como CR-39 correspondem às pilhas deste material, 3 detectores na montagem 1 (figura 3.18) e 2 detectores na montagem 2 (figura 3.19). O mesmo foi feito para as posições indicadas como Makrofol-DE na montagem 1. Na montagem 2 foram posicionados 12 detectores Makrofol-DE na posição denominada Mk-DE e na posição indicada como “Mk-DE+radiador” foram colocados 6 detectores mais um radiador de polietileno de 3 mm de espessura.

Figura 18: Esquema do suporte utilizado para irradiação dos detectores(suporte 1). Irradiações na faixa de energia entre 144 keV a 15,1 MeV.

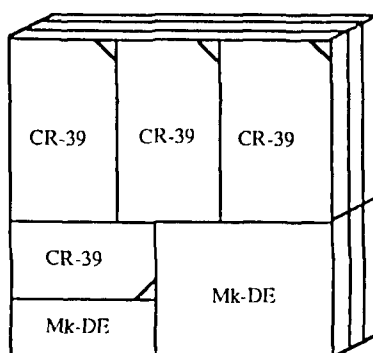
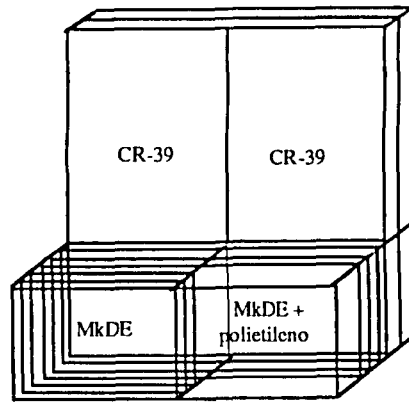


Figura 19: Esquema do suporte 2 utilizado para irradiações dos detectores a energias 44,5 e 66 MeV.



3.4.1.2.3. Dependência energética dos detectores

A dependência energética dos plásticos estudados varia basicamente com os seguintes fatores:

- a técnica de ataque eletroquímico, tal como a combinação de um pré-ataque químico ou eletroquímico a baixa frequência seguidos do ataque eletroquímico a alta frequência, o tempo de ataque, a intensidade do campo elétrico utilizado, o qual pode variar muito em um mesmo ataque devido às variações na espessura do detector;
- a combinação do dosímetro, tal como a espessura do radiador e a quantidade de hidrogênio existente nos materiais colocados na frente dos detectores (conversores, radiadores, etc.);
- a qualidade do material utilizado, isto é, a pureza, os aditivos, contaminantes e ciclo de cura podem variar e, assim, afetar sensivelmente as propriedades do ataque, em particular o ângulo crítico para a detecção dos prótons de recuo e a espessura da camada revelada; e
- os parâmetros experimentais, tais como incerteza de exposição para calibração ou leitura, e em particular a seleção de diâmetros dos traços pela técnica de contagem utilizada.

Nesta etapa o trabalho desenvolvido visa verificar a sensibilidade dos detectores quando realizado um ataque eletroquímico em uma única etapa, cujas condições são aquelas já determinadas, e quando submetidos a um pré ataque químico, cujas condições de revelação são as seguintes: pré ataque químico de 30

min. seguido de 120 min. de ataque eletroquímico a 28 kV cm⁻¹ (r.m.s.), frequência de 2 kHz, em solução KOH 6,5N a 60°C.

O estudo engloba também a resposta para os dois tipos de revelação em função da espessura dos detectores. Os outros parâmetros acima mencionados, como influencia de aditivos do material, ou dos parâmetros experimentais, etc., já foram considerados durante a verificação das condições de revelação dos detectores e serão, portanto, considerados aqui como já otimizados.

As figuras 3.20 a e b mostram a variação da sensibilidade em função da energia dos nêutrons incidentes para as diversas espessuras estudadas e para os dois tipos de ataques realizados. Das figuras observamos que a espessura influi na resposta dos detectores. Esta influência é menor quando se trabalha com o ataque eletroquímico sem pré-ataque químico. Para este caso a influência da espessura é dominante para a faixa de energia maior de 1 MeV sendo que após cerca 8 MeV esta praticamente desaparece.

Para o ataque eletroquímico com pré-ataque químico a dependência da espessura se mostra mais acentuada para energias abaixo de 1,2 MeV (cresce com o aumento da espessura). Para a faixa de energia maior que 2,1 MeV a resposta é, praticamente, a mesma para todo o intervalo energético considerado.

3.4.1.2.4. Linearidade de resposta dos detectores

Considerando-se o aspecto dosimétrico do trabalho é importante a verificação da resposta dos detectores em função da dose de exposição dos mesmos, ou seja, a obtenção da linearidade de resposta dos detectores para determinação do período de utilização dos dosímetros.

A linearidade de resposta dos detectores é influenciada, principalmente, pela dimensão dos traços revelados e pela sensibilidade dos detectores, não obstante seja dependente, também, de outros fatores como processo e condições de revelação dos detectores e o sistema de leitura utilizado.

As figuras 3.21-3.29 mostram a linearidade de resposta dos detectores em função da dose a que os detectores foram expostos ($H^*(10)$) e da fluência neutrônica para o caso do ataque eletroquímico em uma única etapa.

Figura 3.20.: Sensibilidade do detector CR-39 em função da energia dos nêutrons incidentes para as diferentes espessuras investigadas. a) ataque eletroquímico sem pré-ataque; b) ataque eletroquímico com pré-ataque químico.

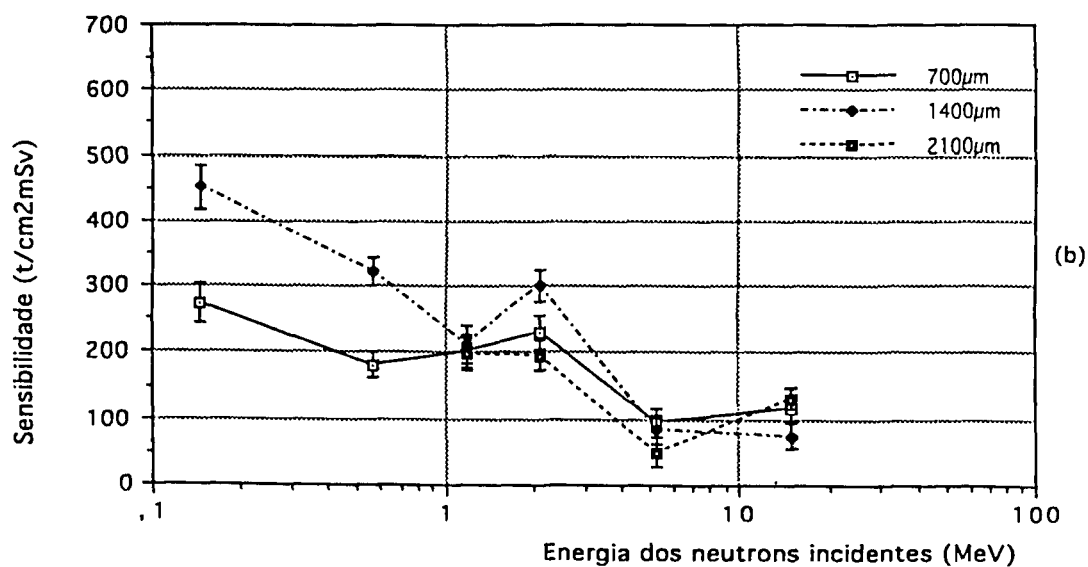
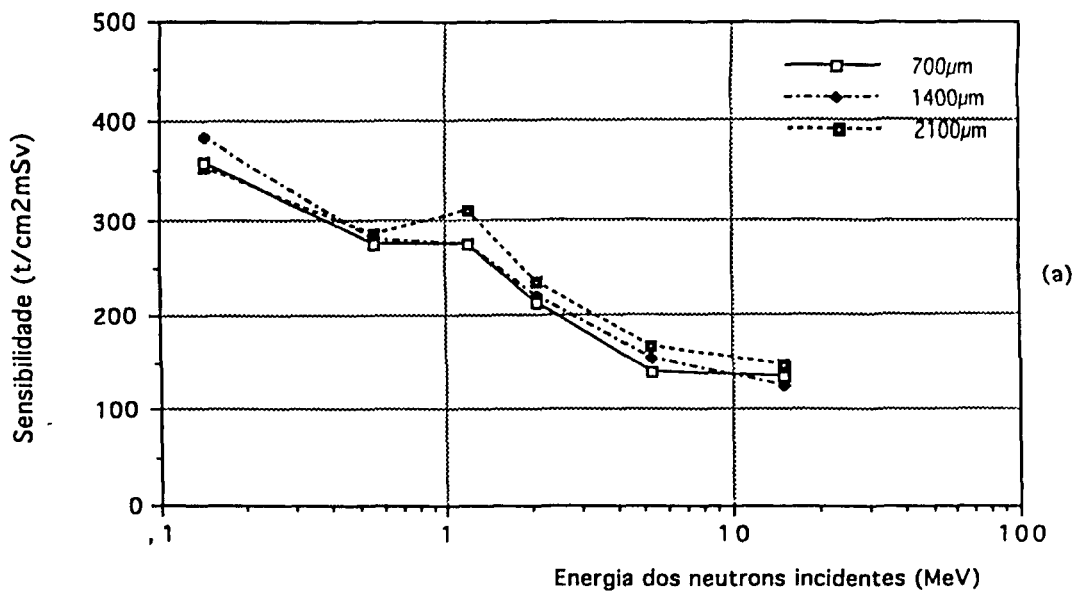


Figura 3.21.: Linearidade de resposta do detector CR-39. Energia: 1,2 MeV. Espessura: 700 μm .

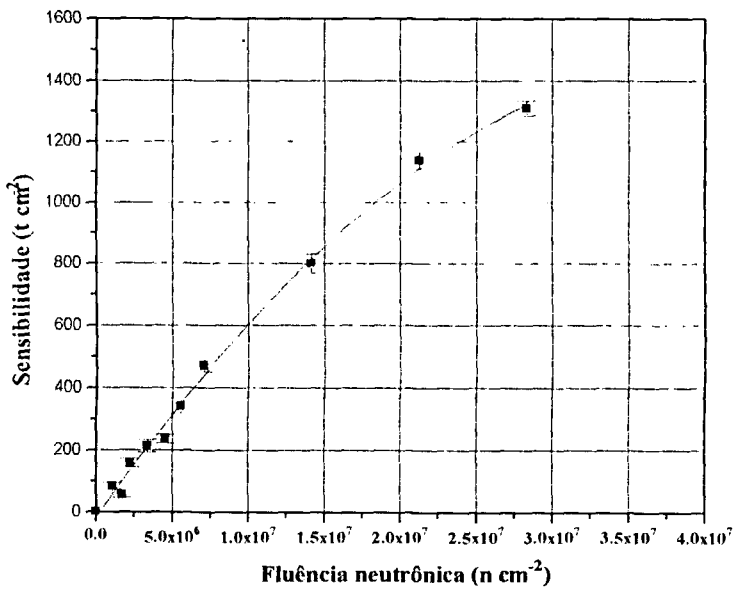
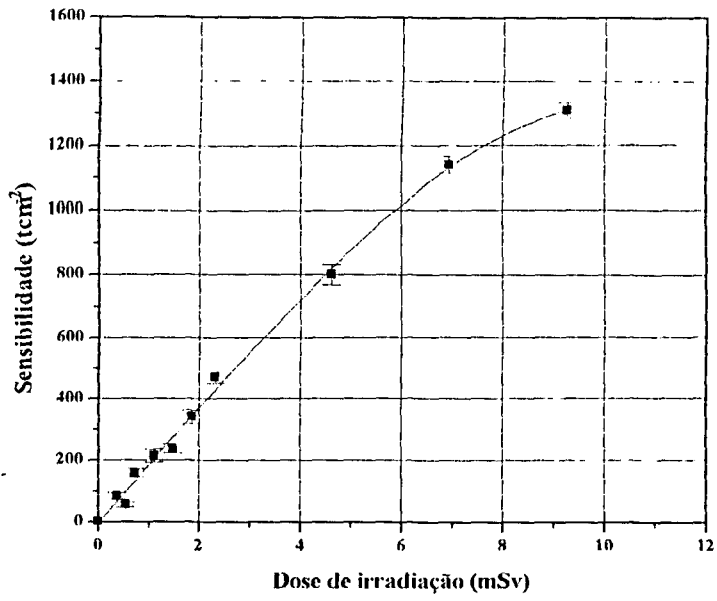


Figura 3.22.: Linearidade de resposta do detector CR-39. Energia: 1,2 MeV. Espessura: 1400 μm

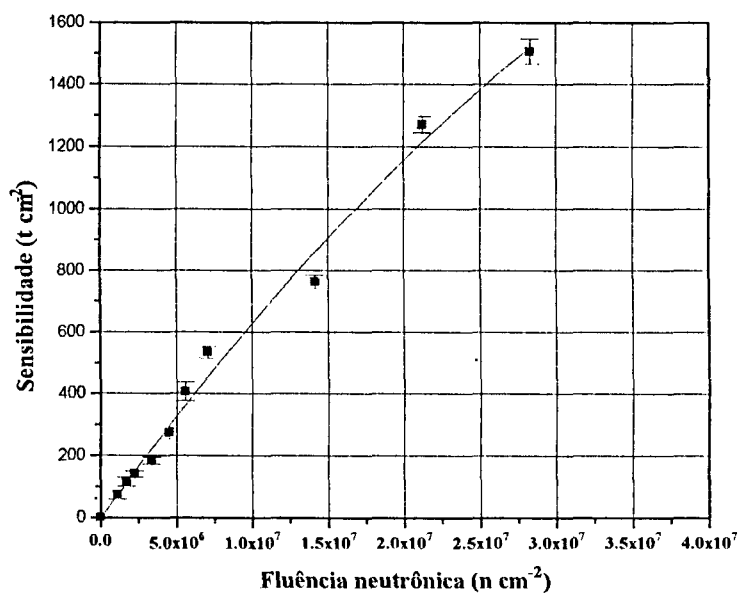
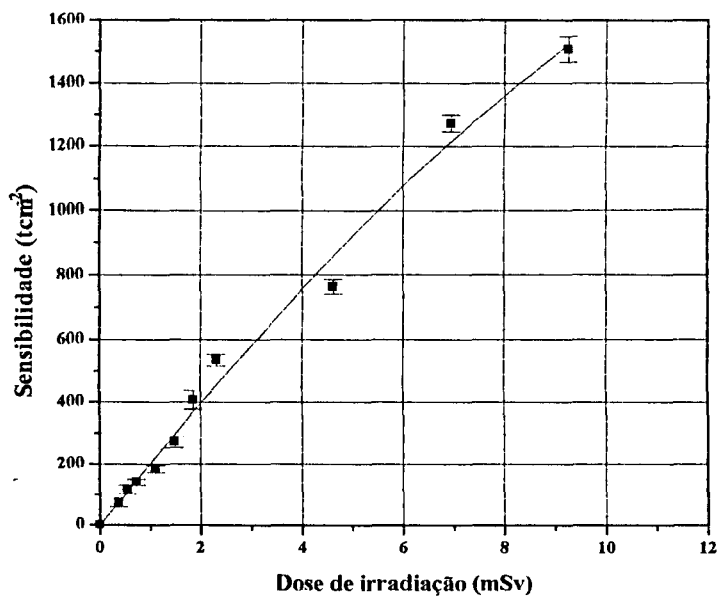


Figura 3.23.: Linearidade de resposta do detector CR-39. Energia: 1,2 MeV. Espessura: 2100 μm .

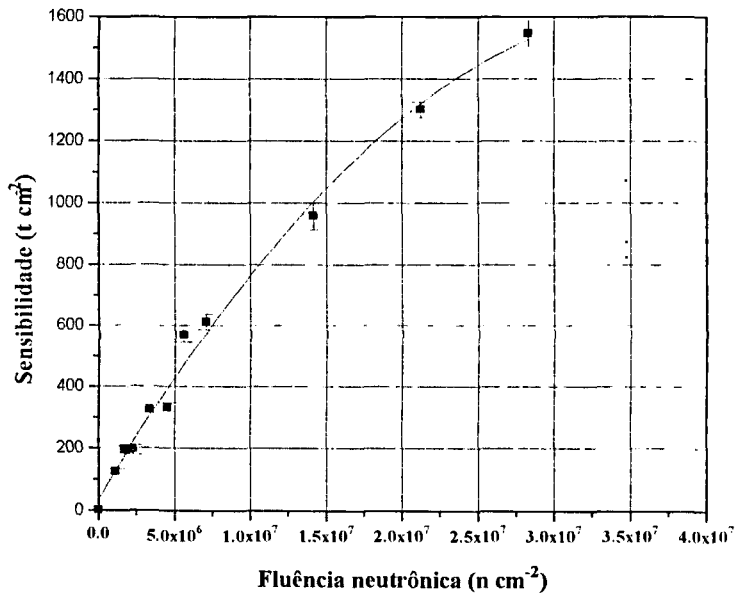
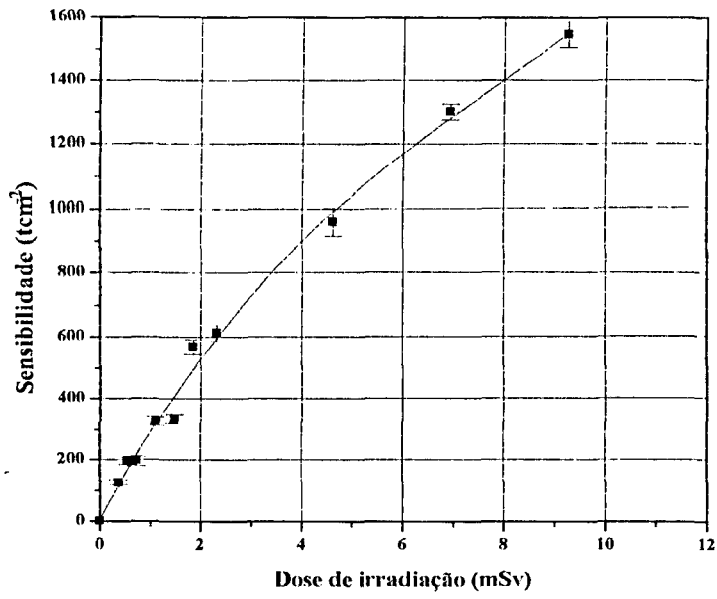


Figura 3.24.: Linearidade de resposta do detector CR-39. Energia: 5,3 MeV. Espessura: 700 μm .

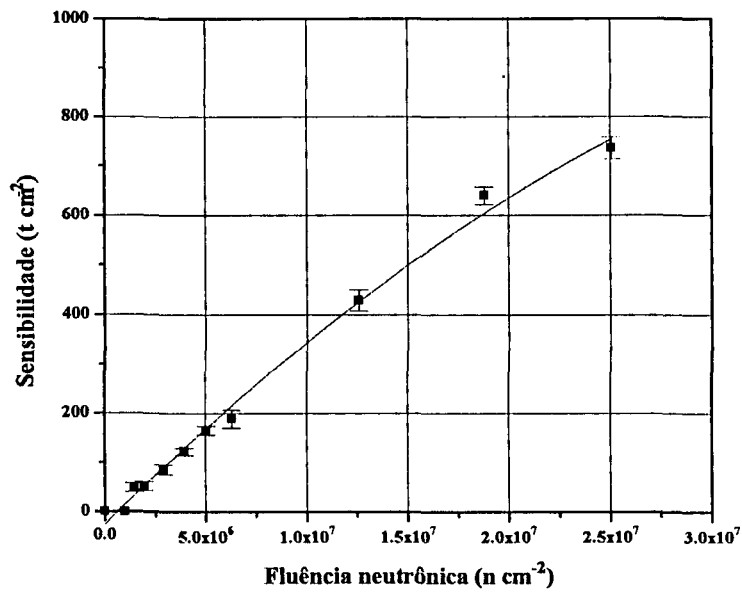
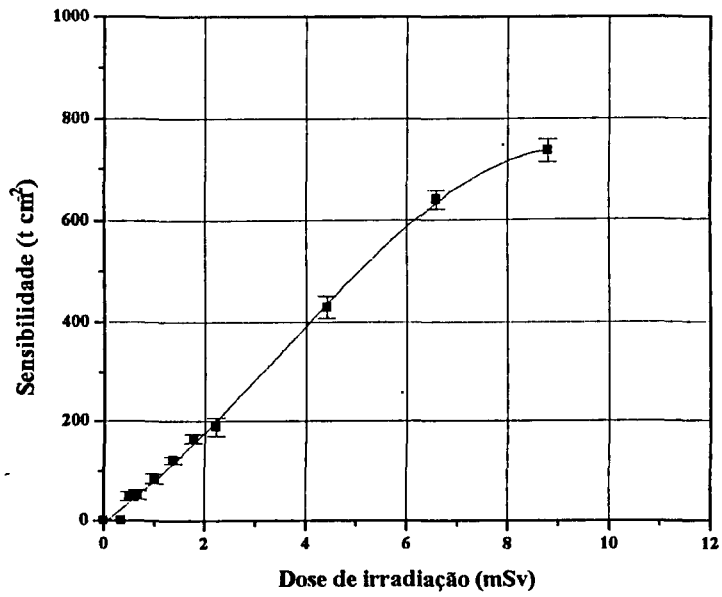


Figura 3.25.: Linearidade de resposta do detector CR-39. Energia: 5,3 MeV. Espessura: 1400 μm .

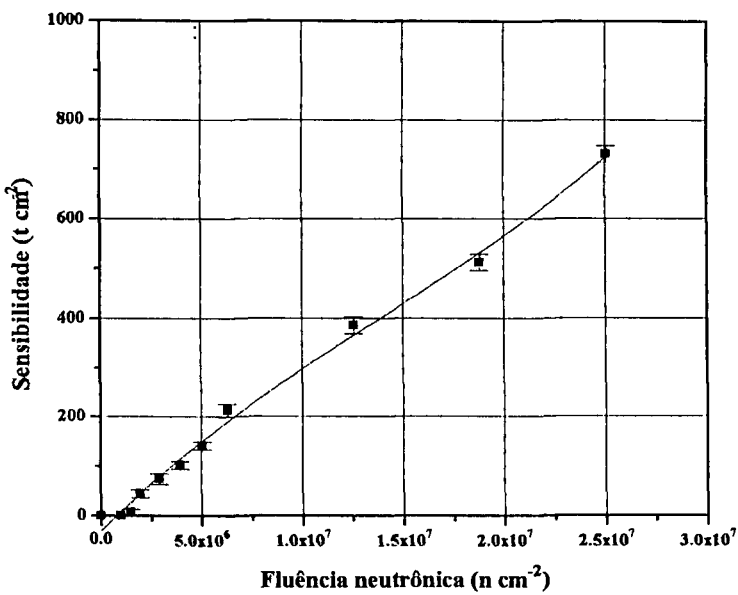
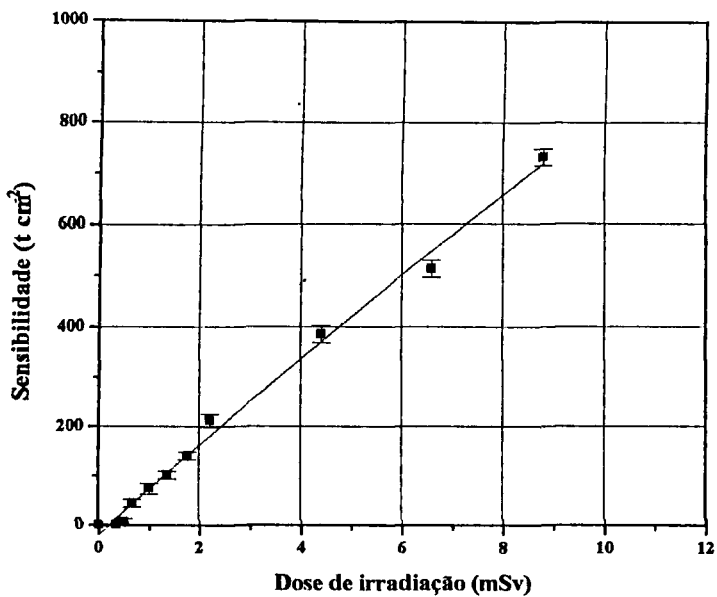


Figura 3.26.: Linearidade de resposta do detector CR-39. Energia: 5,3 MeV. Espessura: 2100 μm .

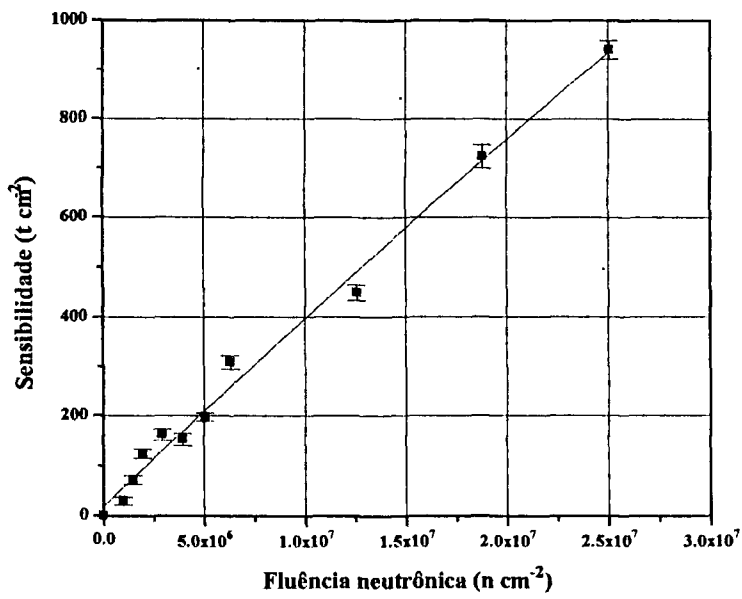
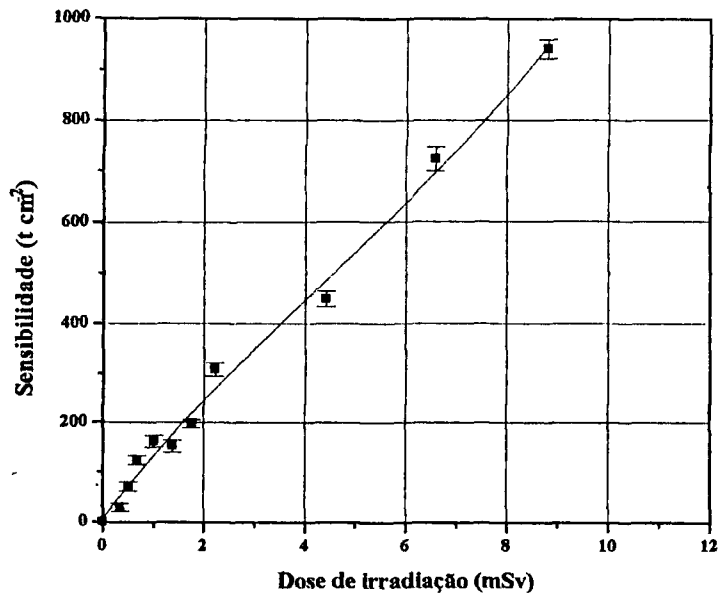


Figura 3.27.: Linearidade de resposta do detector CR-39. Energia: 15,1 MeV. Espessura: 700 μm .

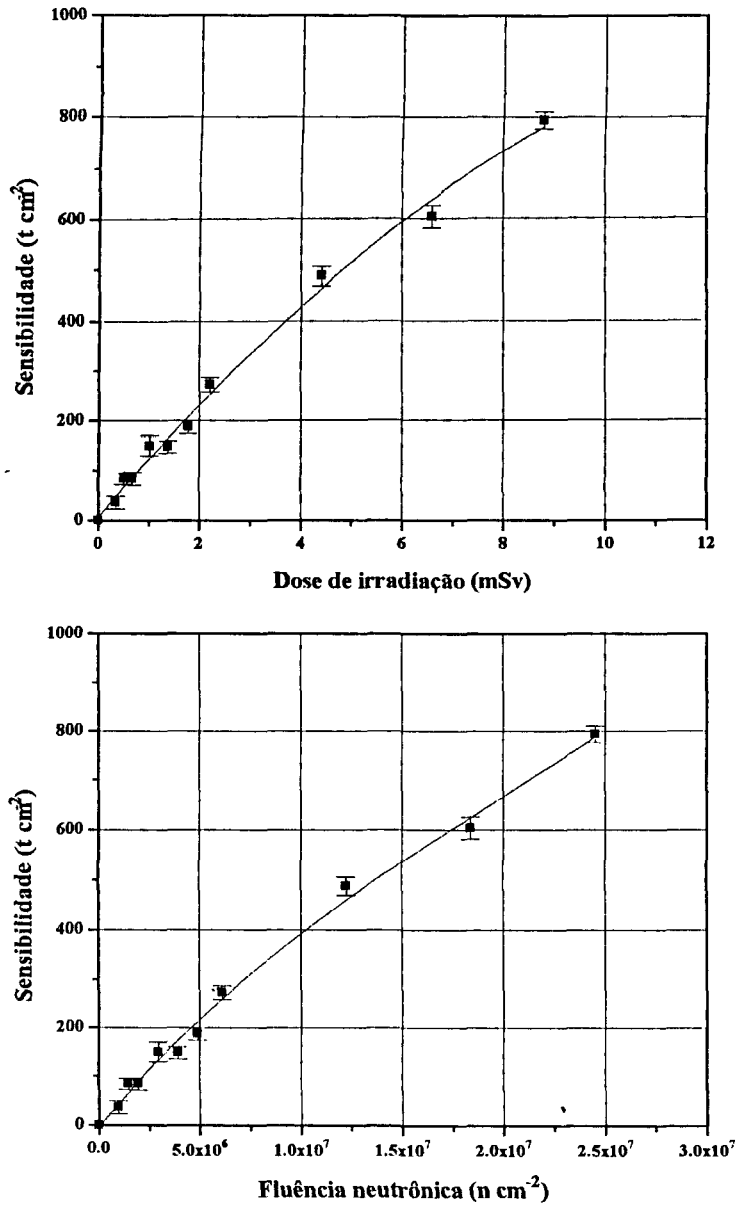


Figura 3.28.: Linearidade de resposta do detector CR-39. Energia: 15,1 MeV. Espessura: 1400 μm .

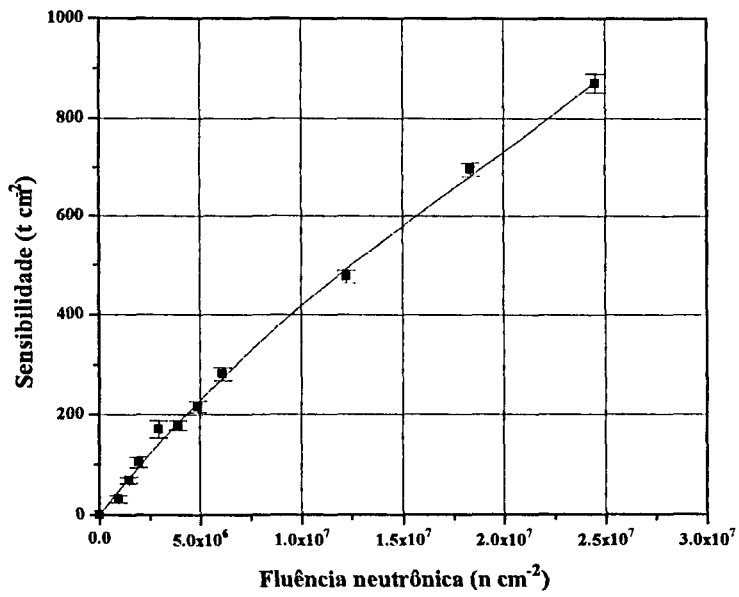
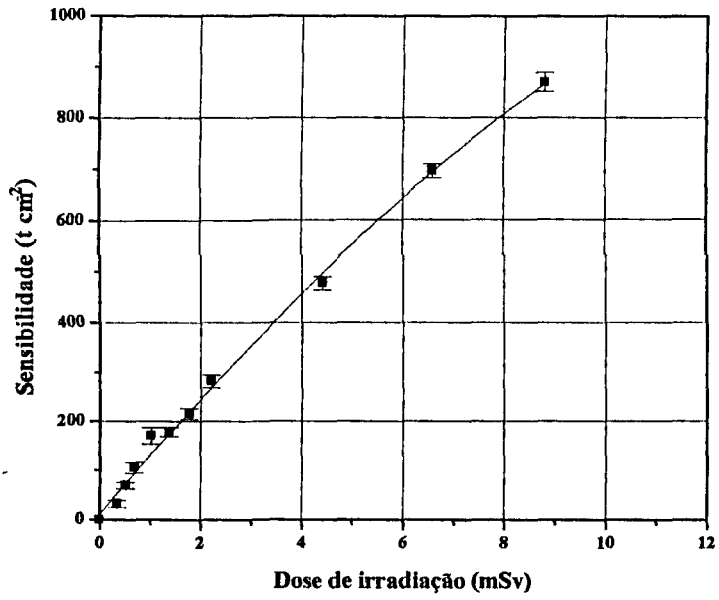
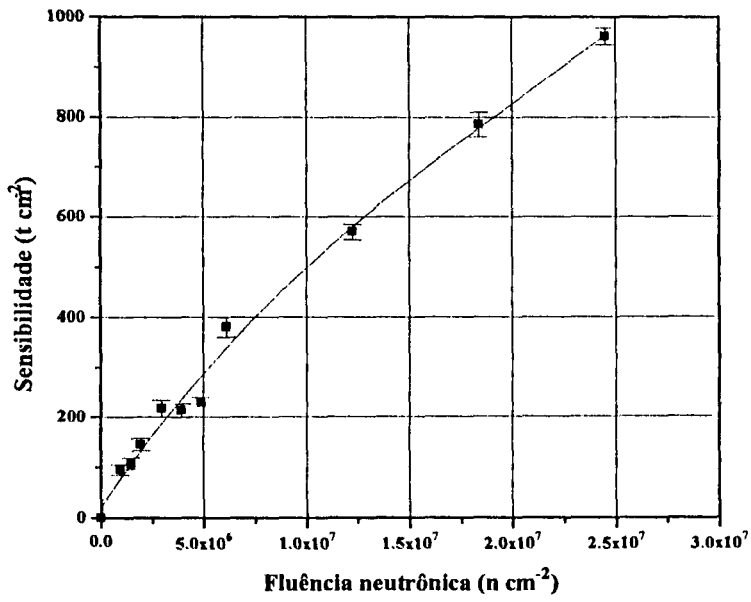
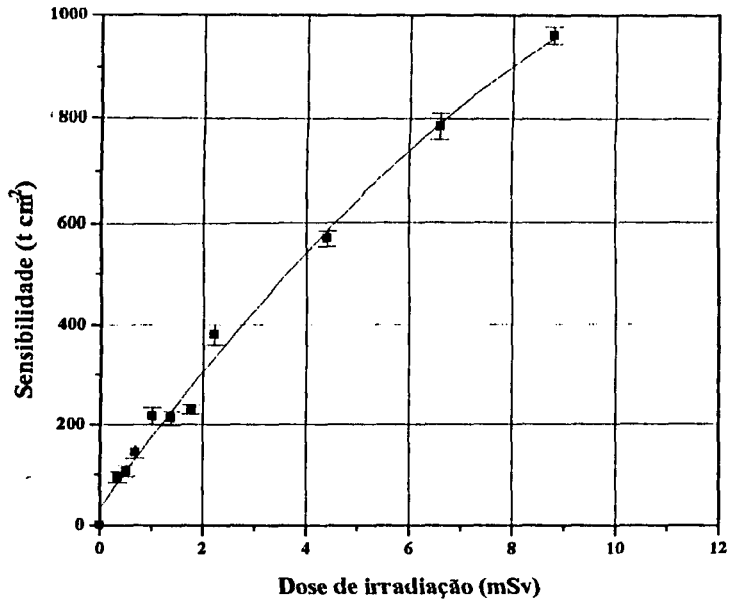


Figura 3.29.: Linearidade de resposta do detector CR-39. Energia: 15,1 MeV. Espessura: 2100 μm .



Verificamos que a saturação dos detectores são diferentes para as diferentes energias dos nêutrons incidentes nos mesmos. Este fator é devido principalmente à sensibilidade dos detectores para cada energia, de modo que uma menor sensibilidade proporciona uma maior dose máxima detectável e vice-versa.

Com os dados obtidos o período sugerido para utilização de um dosímetro baseado apenas no CR-39 é 1 mês, de modo a respeitar-se o valor de dose máxima admissível anual de 50 mSv para trabalhadores potencialmente expostos⁽¹⁾.

As figuras 3.30-3.38 mostram os dados obtidos para o estudo realizado utilizando um pré ataque químico.

3.4.1.2.5. Limites mínimo e máximo detectabilidade

De modo a se obter a faixa de dose de utilização dos detectores estudados definimos dois parâmetros que dão as indicações de dose mínima e dose máxima detectáveis pelos materiais que são o limite mínimo de detectabilidade (LMIND) e o limite máximo de detectabilidade (LMAXD). Estes parâmetros são estudados a seguir. O limite mínimo de detectabilidade (LMIND) dos detectores é definido como sendo a menor dose detectável por estes e é função da sensibilidade dos detectores, do "background" e da sua variação (σ_{bg}). O valor do LMIND pode ser calculado pela seguinte relação⁽⁴⁵⁾:

$$LMIND = 2\sigma_{bg} S^{-1}$$

onde σ_{bg} é o desvio padrão do "background" ($t\text{cm}^{-2}$) e S é a sensibilidade dos detectores ($t\text{cm}^{-2} \cdot \text{mSv}^{-1}$).

O valor assim calculado pressupõe uma confiança no valor de LMIND de 95% (2σ). A utilização de $2\sigma_{bg}$ no estudo realizado foi considerado como satisfatório para a indicação do limite mínimo de detectabilidade.

O limite máximo de detectabilidade (LMAXD) dos detectores corresponde à dose máxima possível de ser detectada por estes materiais.

Figura 3.30.: Linearidade de resposta do detector CR-39. Energia: 1,2 MeV. Espessura: 700 μm . Condições de revelação utilizando pré-ataque químico.

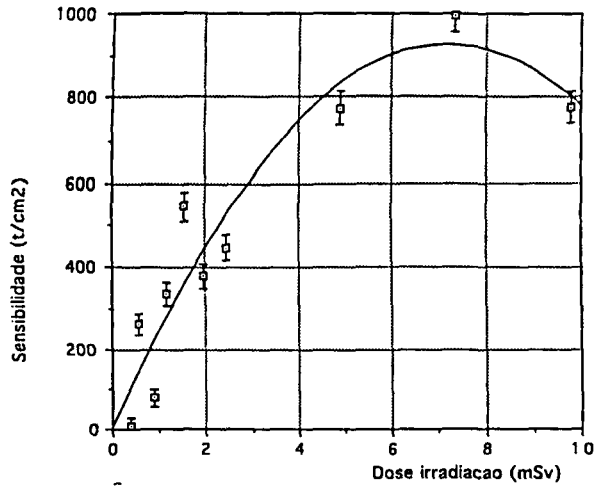


Figura 3.31.: Linearidade de resposta do detector CR-39. Energia: 1,2 MeV. Espessura: 1400 μm . Condições de revelação utilizando pré-ataque químico.

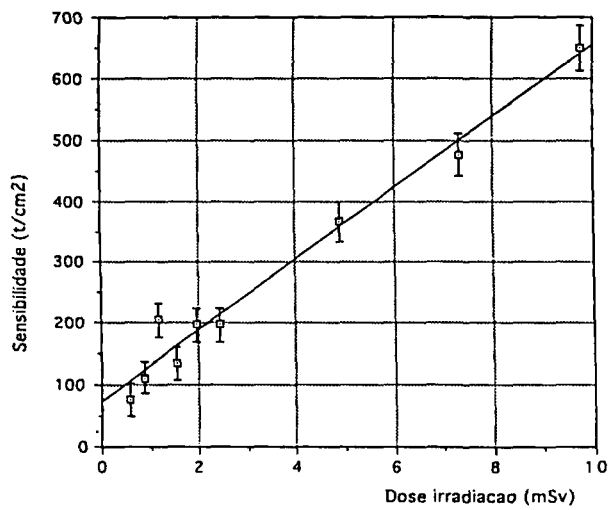


Figura 3.32.: Linearidade de resposta do detector CR-39. Energia: 1,2 MeV. Espessura: 2100 μm . Condições de revelação utilizando pré-ataque químico.

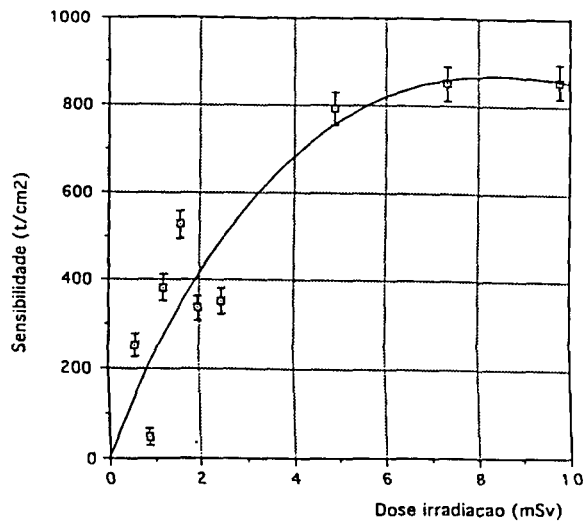


Figura 3.33.: Linearidade de resposta do detector CR-39. Energia: 5,3 MeV. Espessura: 700 μm . Condições de revelação utilizando pré-ataque químico.

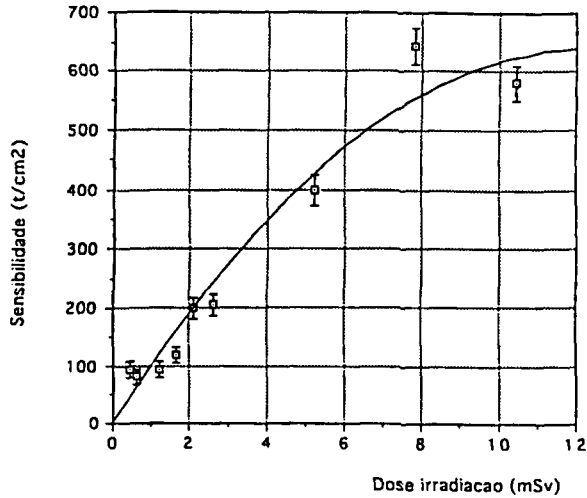


Figura 3.34.: Linearidade de resposta do detector CR-39. Energia: 5,3 MeV. Espessura: 1400 μm . Condições de revelação utilizando pré-ataque químico.

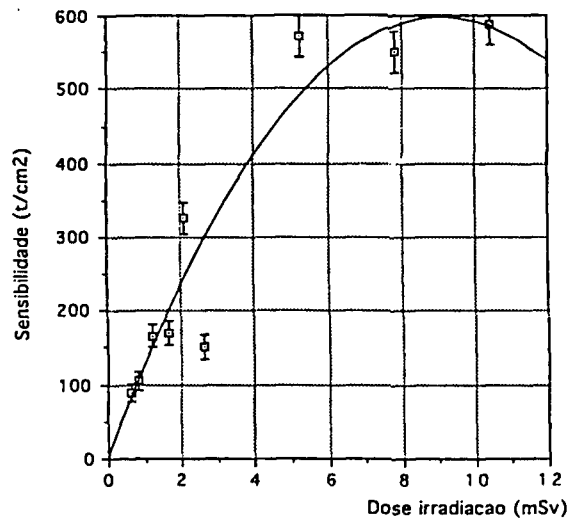


Figura 3.35.: Linearidade de resposta do detector CR-39. Energia: 5,3 MeV. Espessura: 2100 μm . Condições de revelação utilizando pré-ataque químico.

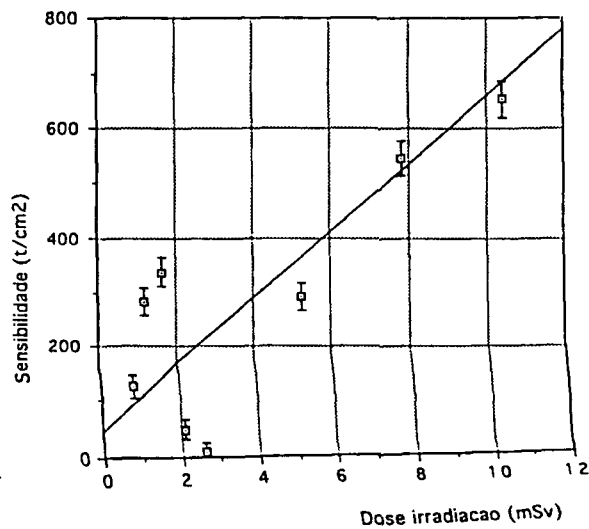


Figura 3.36.: Linearidade de resposta do detector CR-39. Energia: 15,1 MeV. Espessura: 700 μm .
Condições de revelação utilizando pré-ataque químico.

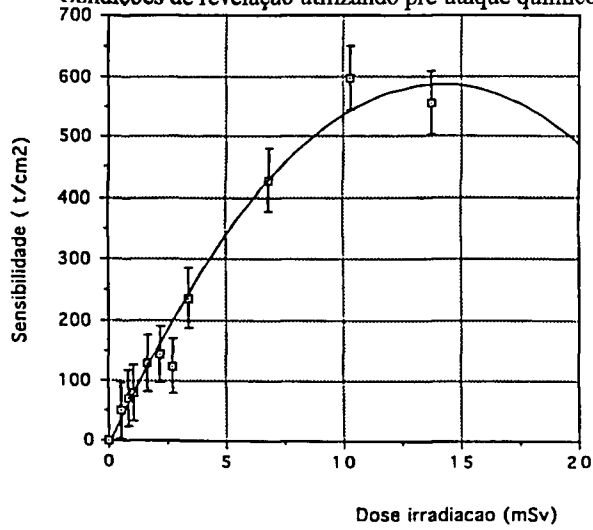


Figura 3.37.: Linearidade de resposta do detector CR-39. Energia: 15,1 MeV. Espessura: 1400 μm .
Condições de revelação utilizando pré-ataque químico.

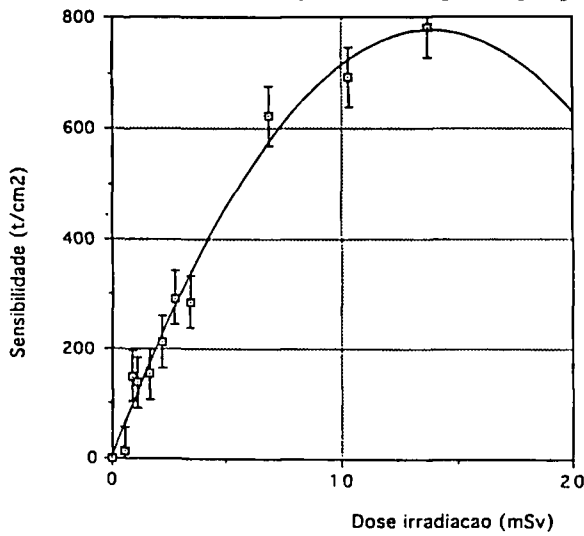
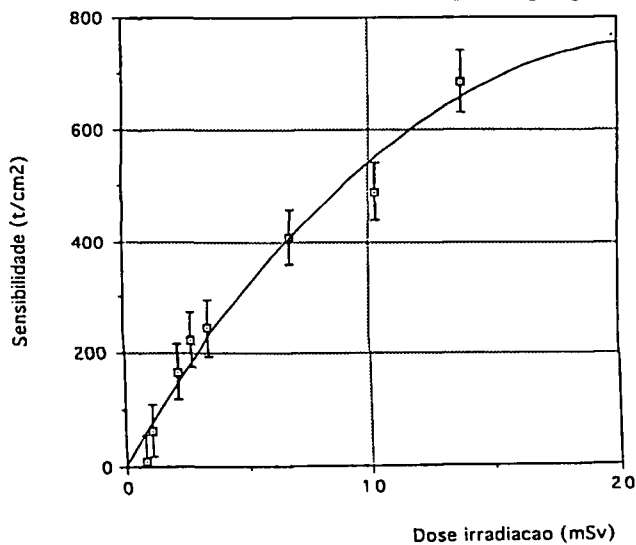


Figura 3.38.: Linearidade de resposta do detector CR-39. Energia: 15,1 MeV. Espessura: 2100 μm .
Condições de revelação utilizando pré-ataque químico.



O valor do limite máximo de detectabilidade é dependente do diâmetro dos traços revelados e da técnica de leitura. As respostas obtidas demonstram uma linearidade de resposta até cerca 1500 tcm^{-2} para as condições de ataque sem pré-ataque químico e 600 tcm^{-2} para as condições de ataque com pré-ataque químico.

Os valores dos limites máximos de detectabilidade dos detectores em função da energia são mostrados nas tabelas 3.7 e 3.8. Estes valores foram obtidos a partir das curvas de linearidade de resposta mencionadas no tópico anterior.

3.4.1.2.6. Resposta em função do ângulo de incidência dos nêutrons

O principal motivo para a dependência angular de resposta dos detectores sólidos de traços nucleares é a existência de um ângulo crítico de revelação dos traços latentes. Quando nêutrons incidem nos detectores e interagem com um elemento constituinte ocorre a formação de um traço latente devido ao recuo do elemento constituinte; de modo a conservar-se o momento em tal choque o recuo do elemento constituinte depende do ângulo de incidência do nêutron. Pelas características do ataque o ângulo de saída do elemento constituinte deve ser compreendido entre valores limites para que o ataque ocorra. Estes ângulos são denominados ângulos críticos para a revelação do traço e são expressos em função da velocidade de ataque superficial total do detector (v_b) e da velocidade de ataque no interior do traço latente (v_t). Para o caso do ataque químico este ângulo é bem conhecido e é dado por:

$$\theta_c = \arccos \left(\frac{v_b}{v_t} \right) \quad (3.3)$$

O ângulo crítico θ_c , depende de fatores como: tipo de material utilizado, condições de ataque, tipo e energia das partículas incidentes nos detectores. Parâmetros como forma do detector, utilização de radiadores, espessura dos detectores são fundamentais para a redução da dependência angular. Neste

Energia (MeV)	Espessura do deetector (μm)	LMIND (μSv)	LMAXD (mSv)
0,144	700	87	4,2
	1400	109	3,9
	2100	85	4,2
0,565	700	110	5,5
	1400	79	5,5
	2100	104	5,3
1,2	700	110	5,5
	1400	108	5,5
	2100	96	4,9
^{252}Cf	700	160	7,0
	1400	149	6,8
	2100	137	6,4
5,3	700	260	10,7
	1400	215	9,7
	2100	205	9,0
15,1	700	243	11,1
	1400	271	11,9
	2100	220	10,2

Tabela 3.7.: Faixa de dose de utilização de um dosímetro baseado em CR-39. Condições de revelação sem pré-ataque químico.

Energia (MeV)	Espessura do deetector (μm)	LMIND (μSv)	LMAXD (mSv)
0,144	700	219	2,2
	1400	133	1,3
	2100	-	-
0,565	700	330	3,3
	1400	186	1,9
	2100	-	-
1,2	700	299	3,0
	1400	283	2,8
	2100	302	3,0
^{252}Cf	700	262	2,6
	1400	199	2,0
	2100	308	3,1
5,3	700	619	6,2
	1400	714	7,1
	2100	1200	12
15,1	700	522	5,2
	1400	790	7,9
	2100	455	4,5

Tabela 3.8.: Faixa de dose de utilização de um dosímetro baseado em CR-39. Condições de revelação com pré-ataque químico.

estudo foram verificadas a influência do tipo de ataque e da espessura na resposta dos detectores.

Os dados obtidos com a variação angular dos detectores para as diferentes energias e espessuras são mostrados nas tabelas 3.9 e 3.10. O comportamento da dependência angular do material, quando normalizado ao ângulo de incidência 0° , é apresentado nas figuras 3.39-3.44 para o ataque numa única etapa e nas figuras 3.45-3.50 para as condições que consideraram um pré-ataque químico.

Verificamos das figuras que a dependência angular dos detectores diminui em função da energia. Esta começa muito acentuada para a energia 144 keV e diminui consideravelmente com o acréscimo da energia. Este fato se dá devido ao aumento do livre percurso médio dos prótons de recuo que se torna maior do que a espessura do detector o que faz com que os traços latentes não sejam formados.

Em função da espessura verificamos que a dependência angular diminui com o acréscimo desta. A espessura de 1400 mm foi aquela que se mostrou a mais apropriada para diminuir a dependência angular para a faixa de energia mais baixa. Observa-se que esta se reduz em cerca de 85% para a energia de nêutrons de 144 keV (tabela 3.9).

Confrontando os dados obtidos para os dois tipos de ataque utilizados verificamos que aqueles obtidos sem pré-ataque químico apresentam um comportamento muito mais regular em comparação com aqueles obtidos com a realização de um pré-ataque químico.

Com os dados obtidos nesta fase podemos concluir que para o cálculo da dose para um dado usuário com um dosímetro baseado neste material e com a forma plana seria interessante verificar-se a posição de trabalho da pessoa que usa o dosímetro de modo a se obter a direção preferencial de irradiação. E assim, poder-se-ia sugerir fatores corretivos para este cálculo pois verificamos uma dependência angular do material bastante acentuada.

3.4.1.2.7. Dados obtidos para irradiações a energias 44,5 e 66 MeV

O limite superior da faixa de energia de nêutrons relevantes para a fissão e a fusão foi convencionalmente estabelecida como sendo $20 \text{ MeV}^{(3)}$. Com base

0°

Energia (MeV)	700 μm ($\text{tcm}^{-2} \text{mSv}^{-1}$)	1400 μm ($\text{tcm}^{-2} \text{mSv}^{-1}$)	2100 μm ($\text{tcm}^{-2} \text{mSv}^{-1}$)
0,144	344 \pm 20	275 \pm 7	355 \pm 15
0,565	272 \pm 11	378 \pm 13	289 \pm 7
1,2	237 \pm 9	240 \pm 10	271 \pm 9
²⁵² Cf	163 \pm 4	175 \pm 8	190 \pm 6
5,3	100 \pm 6	121 \pm 8	127 \pm 6
15,1	107 \pm 3	96 \pm 7	118 \pm 4

30°

Energia (MeV)	700 μm ($\text{tcm}^{-2} \text{mSv}^{-1}$)	1400 μm ($\text{tcm}^{-2} \text{mSv}^{-1}$)	2100 μm ($\text{tcm}^{-2} \text{mSv}^{-1}$)
0,144	287 \pm 12	225 \pm 10	310 \pm 12
0,565	231 \pm 14	282 \pm 9	224 \pm 10
1,2	218 \pm 10	183 \pm 10	237 \pm 11
²⁵² Cf	158 \pm 13	166 \pm 10	206 \pm 6
5,3	106 \pm 8	122 \pm 4	135 \pm 8
15,1	74 \pm 4	100 \pm 5	108 \pm 3

60°

Energia (MeV)	700 μm ($\text{tcm}^{-2} \text{mSv}^{-1}$)	1400 μm ($\text{tcm}^{-2} \text{mSv}^{-1}$)	2100 μm ($\text{tcm}^{-2} \text{mSv}^{-1}$)
0,144	78 \pm 8	80 \pm 8	117 \pm 10
0,565	92 \pm 5	68 \pm 7	92 \pm 5
1,2	104 \pm 7	84 \pm 6	148 \pm 7
²⁵² Cf	92 \pm 8	80 \pm 5	117 \pm 5
5,3	64 \pm 6	65 \pm 4	87 \pm 5
15,1	80 \pm 4	76 \pm 4	71 \pm 5

85°

Energia (MeV)	700 μm ($\text{tcm}^{-2} \text{mSv}^{-1}$)	1400 μm ($\text{tcm}^{-2} \text{mSv}^{-1}$)	2100 μm ($\text{tcm}^{-2} \text{mSv}^{-1}$)
0,144	-	66 \pm 5	72 \pm 17
0,565	60 \pm 5	39 \pm 9	61 \pm 7
1,2	45 \pm 5	41 \pm 5	50 \pm 5
²⁵² Cf	44 \pm 6	54 \pm 5	46 \pm 6
5,3	58 \pm 5	49 \pm 6	64 \pm 4
15,1	62 \pm 4	65 \pm 3	83 \pm 3

Tabela 3.9.: Dados referentes à resposta dos detectores CR-39 em função da energia e da espessura dos detectores. Os dados são apresentados de acordo com o ângulo de incidência do feixe de nêutrons com a normal à superfície do detector. Ataque eletroquímico sem pré ataque químico.

0°

Energia (MeV)	700 μm ($\text{tcm}^{-2} \text{mSv}^{-1}$)	1400 μm ($\text{tcm}^{-2} \text{mSv}^{-1}$)	2100 μm ($\text{tcm}^{-2} \text{mSv}^{-1}$)
0,144	274 \pm 31	452 \pm 34	-
0,565	185 \pm 19	322 \pm 21	-
1,2	201 \pm 27	212 \pm 27	194 \pm 24
²⁵² Cf	229 \pm 24	301 \pm 25	195 \pm 23
5,3	97 \pm 21	84 \pm 21	50 \pm 23
15,1	115 \pm 17	76 \pm 18	132 \pm 17

30°

Energia (MeV)	700 μm ($\text{tcm}^{-2} \text{mSv}^{-1}$)	1400 μm ($\text{tcm}^{-2} \text{mSv}^{-1}$)	2100 μm ($\text{tcm}^{-2} \text{mSv}^{-1}$)
0,144	235 \pm 34	252 \pm 32	-
0,565	308 \pm 22	189 \pm 20	-
1,2	208 \pm 27	-	-
²⁵² Cf	120 \pm 25	127 \pm 23	123 \pm 22
5,3	85 \pm 21	56 \pm 23	121 \pm 22
15,1	74 \pm 18	81 \pm 16	112 \pm 17

60°

Energia (MeV)	700 μm ($\text{tcm}^{-2} \text{mSv}^{-1}$)	1400 μm ($\text{tcm}^{-2} \text{mSv}^{-1}$)	2100 μm ($\text{tcm}^{-2} \text{mSv}^{-1}$)
0,144	388 \pm 27	89 \pm 27	-
0,565	180 \pm 23	307 \pm 22	-
1,2	111 \pm 23	127 \pm 23	105 \pm 23
²⁵² Cf	74 \pm 22	106 \pm 25	98 \pm 25
5,3	53 \pm 24	58 \pm 21	57 \pm 23
15,1	73 \pm 16	63 \pm 16	64 \pm 18

85°

Energia (MeV)	700 μm ($\text{tcm}^{-2} \text{mSv}^{-1}$)	1400 μm ($\text{tcm}^{-2} \text{mSv}^{-1}$)	2100 μm ($\text{tcm}^{-2} \text{mSv}^{-1}$)
0,144	-	6 \pm 29	-
0,565	31 \pm 17	62 \pm 17	-
1,2	53 \pm 22	33 \pm 22	45 \pm 25
²⁵² Cf	6 \pm 21	31 \pm 21	15 \pm 21
5,3	63 \pm 21	31 \pm 20	40 \pm 23
15,1	63 \pm 18	44 \pm 16	59 \pm 18

Tabela 3.10.: Dados referentes à resposta dos detectores CR-39 em função da energia e da espessura dos detectores. Os dados são apresentados de acordo com o ângulo de incidência do feixe de nêutrons com a normal à superfície do detector. Ataque eletroquímico com pré ataque químico.

Figura 39: Resposta do detector CR-39 em função do ângulo de incidência do feixe de nêutrons. Valores normalizados à resposta do ângulo de incidência 0°. Condições de revelação sem pré-ataque químico. Energia: 144 keV. Espessuras: a) 700 μm ; b) 1400 μm ; e c) 2100 μm .

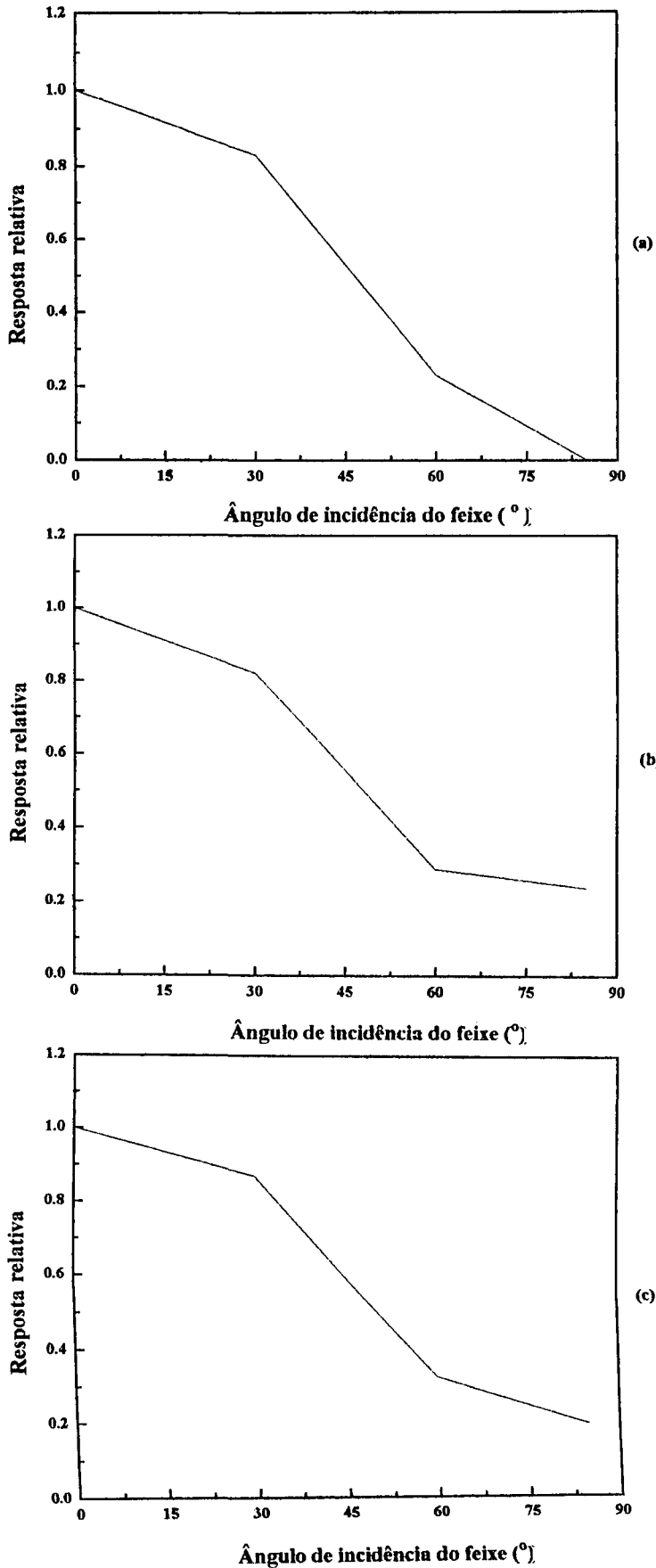


Figura 40: Resposta do detector CR-39 em função do ângulo de incidência do feixe de nêutrons. Valores normalizados à resposta do ângulo de incidência 0°. Condições de revelação sem pré-ataque químico. Energia: 565 keV. Espessuras: a) 700 μm ; b) 1400 μm ; e c) 2100 μm .

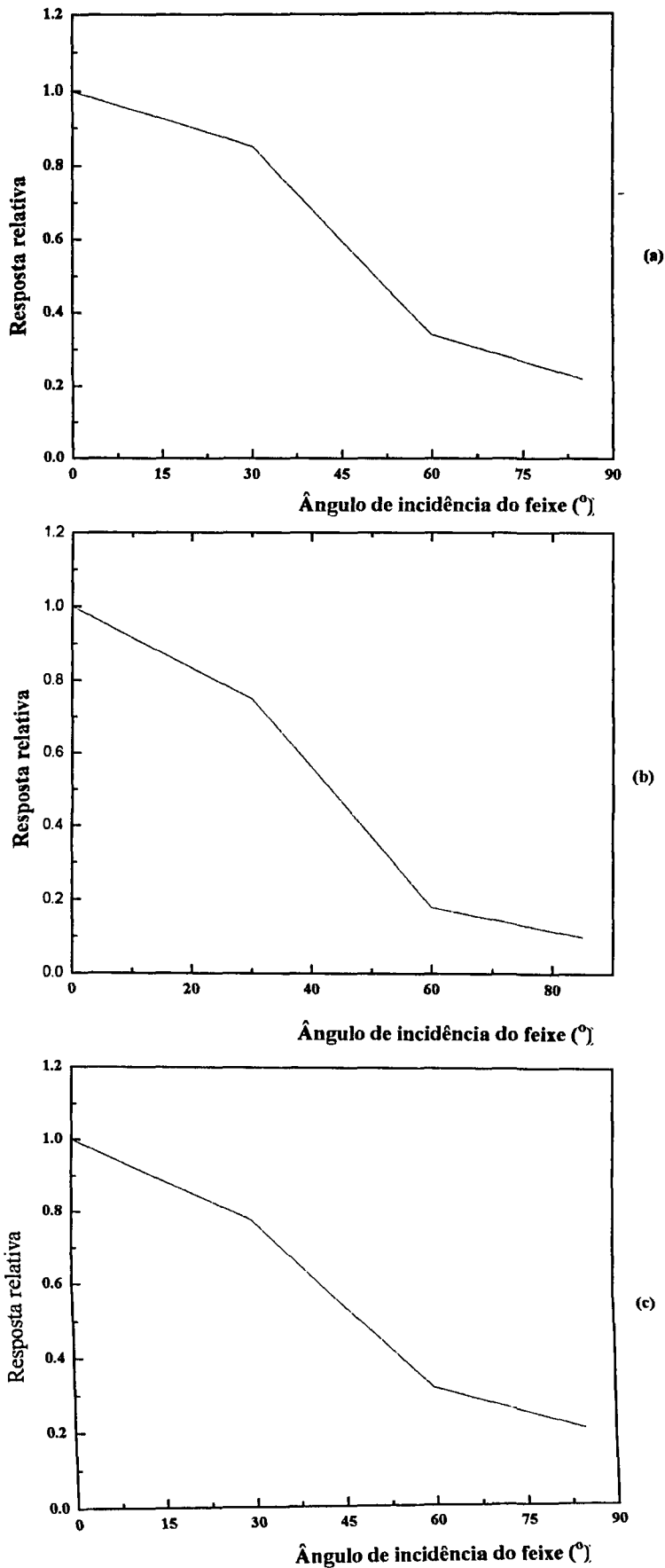


Figura 41: Resposta do detector CR-39 em função do ângulo de incidência do feixe de nêutrons. Valores normalizados à resposta do ângulo de incidência 0°. Condições de revelação sem pré-ataque químico. Energia: 1,2 MeV. Espessuras: a) 700 μm ; b) 1400 μm ; e c) 2100 μm .

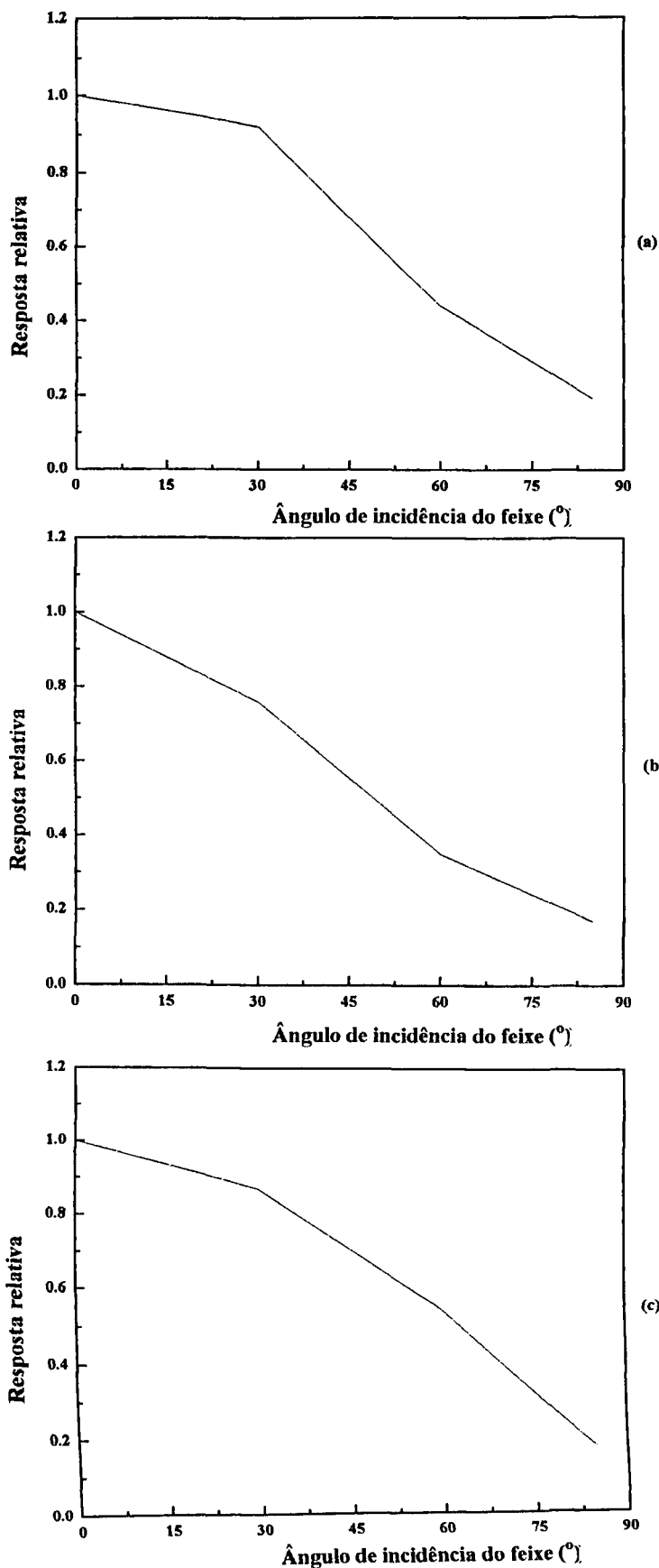


Figura 42: Resposta do detector CR-39 em função do ângulo de incidência do feixe de nêutrons. Valores normalizados à resposta do ângulo de incidência 0°. Condições de revelação sem pré-ataque químico. Energia: ^{252}Cf . Espessuras: a) 700 μm ; b) 1400 μm ; e c) 2100 μm .

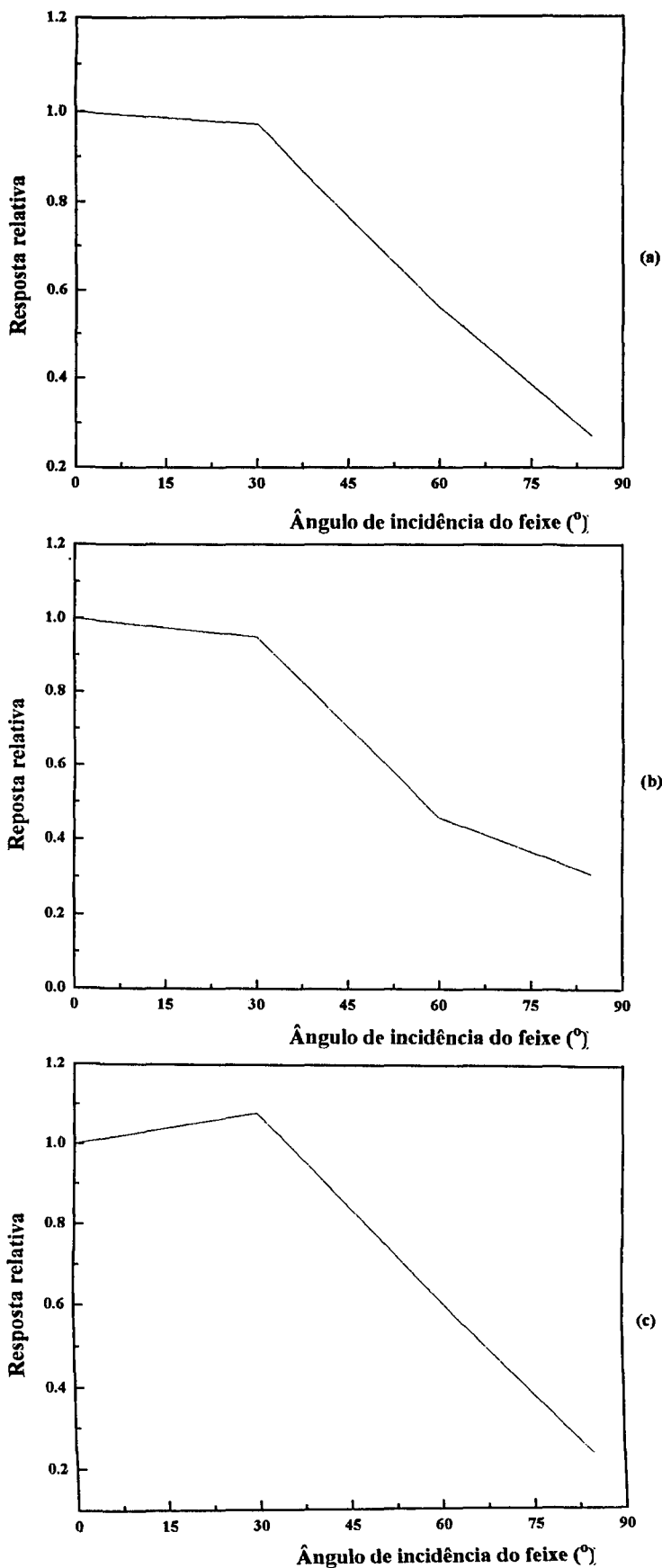


Figura 43: Resposta do detector CR-39 em função do ângulo de incidência do feixe de nêutrons. Valores normalizados à resposta do ângulo de incidência 0°. Condições de revelação sem pré-ataque químico. Energia: 5,3 MeV. Espessuras: a) 700 μm ; b) 1400 μm ; e c) 2100 μm .

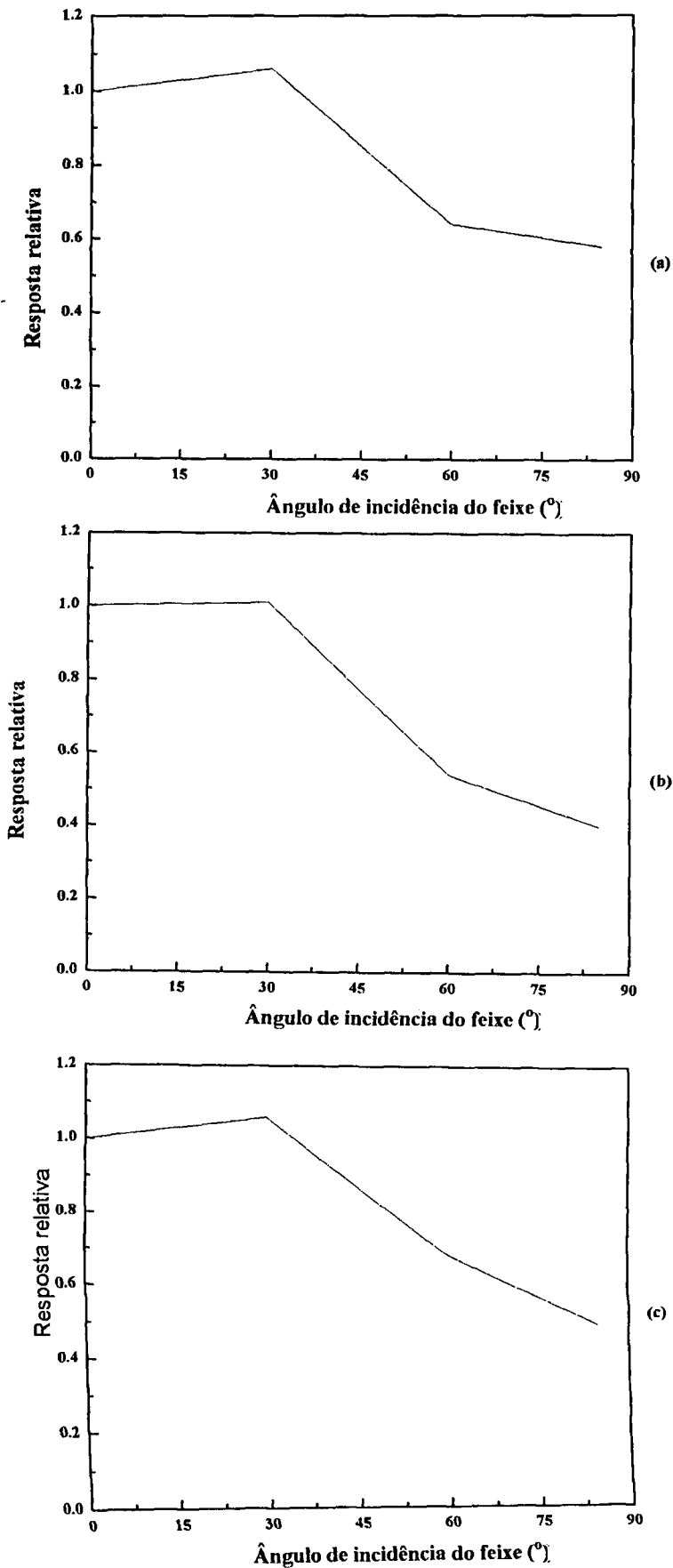


Figura 44: Resposta do detector CR-39 em função do ângulo de incidência do feixe de nêutrons. Valores normalizados à resposta do ângulo de incidência 0°. Condições de revelação sem pré-ataque químico. Energia: 15,1 MeV. Espessuras: a) 700 μm ; b) 1400 μm ; e c) 2100 μm .

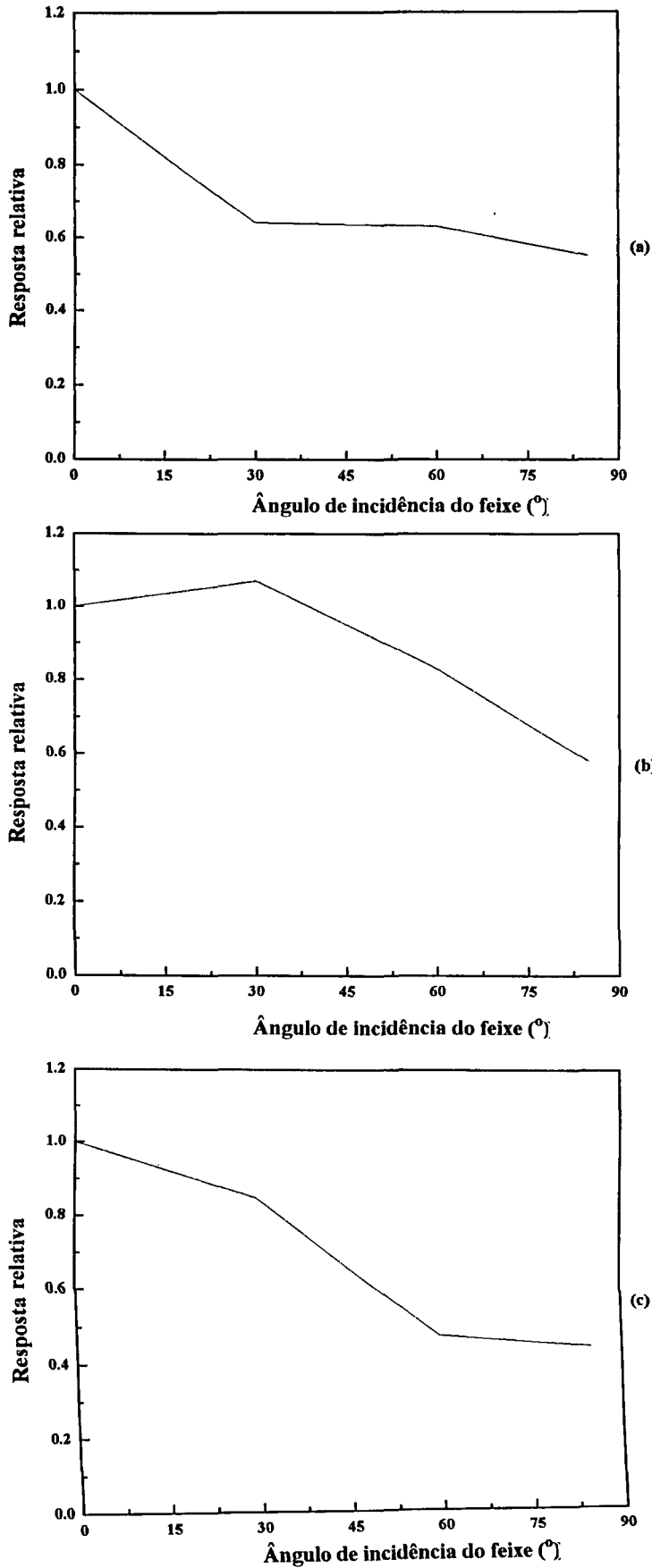


Figura 45: Resposta do detector CR-39 em função do ângulo de incidência do feixe de nêutrons. Valores normalizados à resposta do ângulo de incidência 0°. Condições de revelação com pré-ataque químico. Energia: 144 keV. Espessuras: a) 700 μm ; e b) 1400 μm .

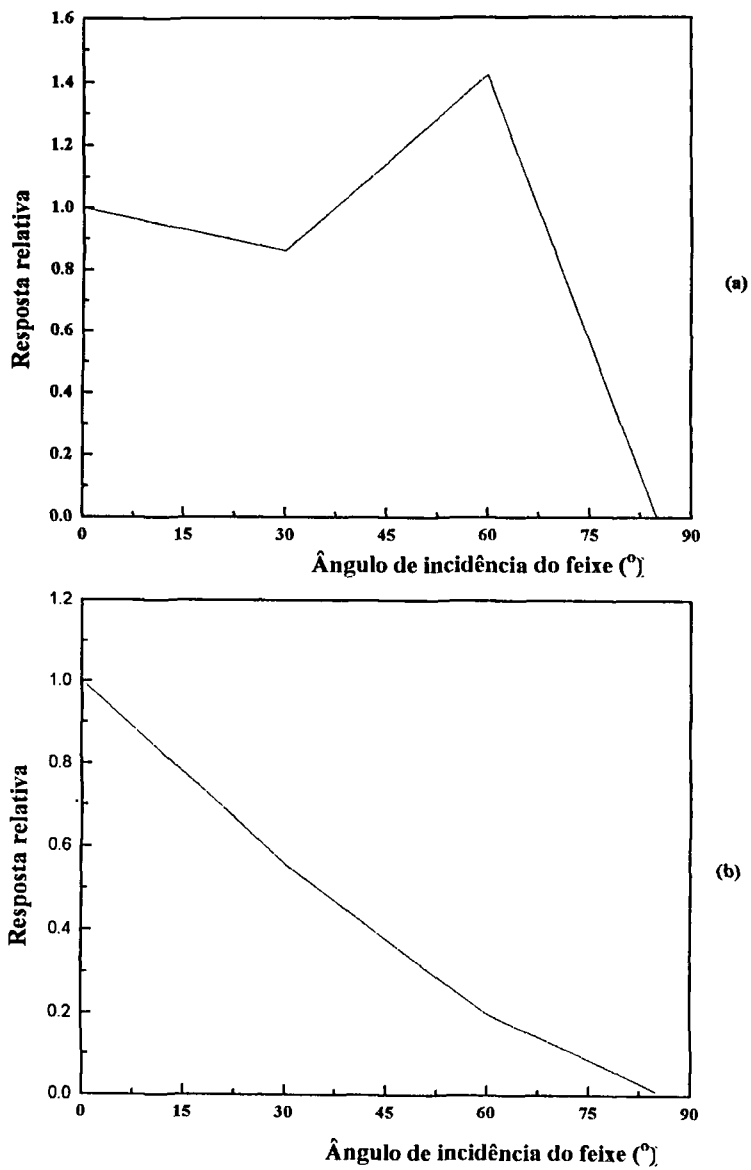


Figura 46: Resposta do detector CR-39 em função do ângulo de incidência do feixe de nêutrons. Valores normalizados à resposta do ângulo de incidência 0°. Condições de revelação com pré-ataque químico. Energia: 565 keV. Espessuras: a) 700 μm ; e b) 1400 μm .

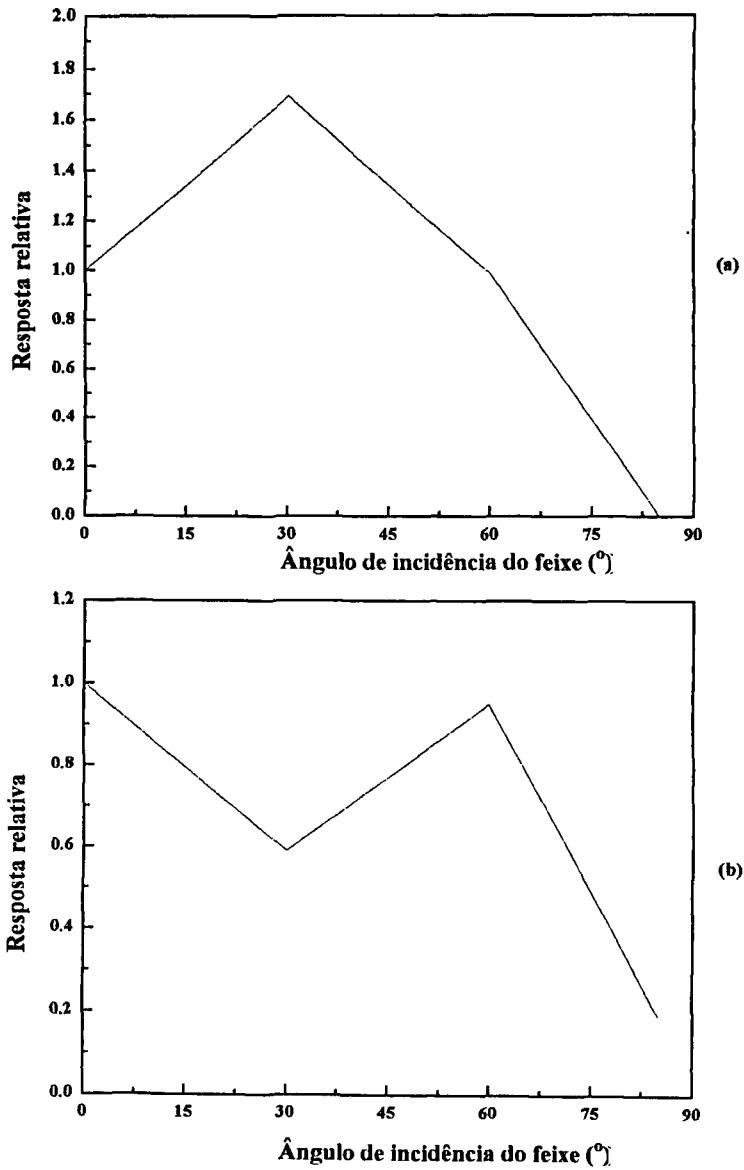


Figura 47: Resposta do detector CR-39 em função do ângulo de incidência do feixe de nêutrons. Valores normalizados à resposta do ângulo de incidência 0°. Condições de revelação com pré-ataque químico. Energia: 1,2 MeV. Espessuras: a) 700 μm ; b) 1400 μm ; e c) 2100 μm .

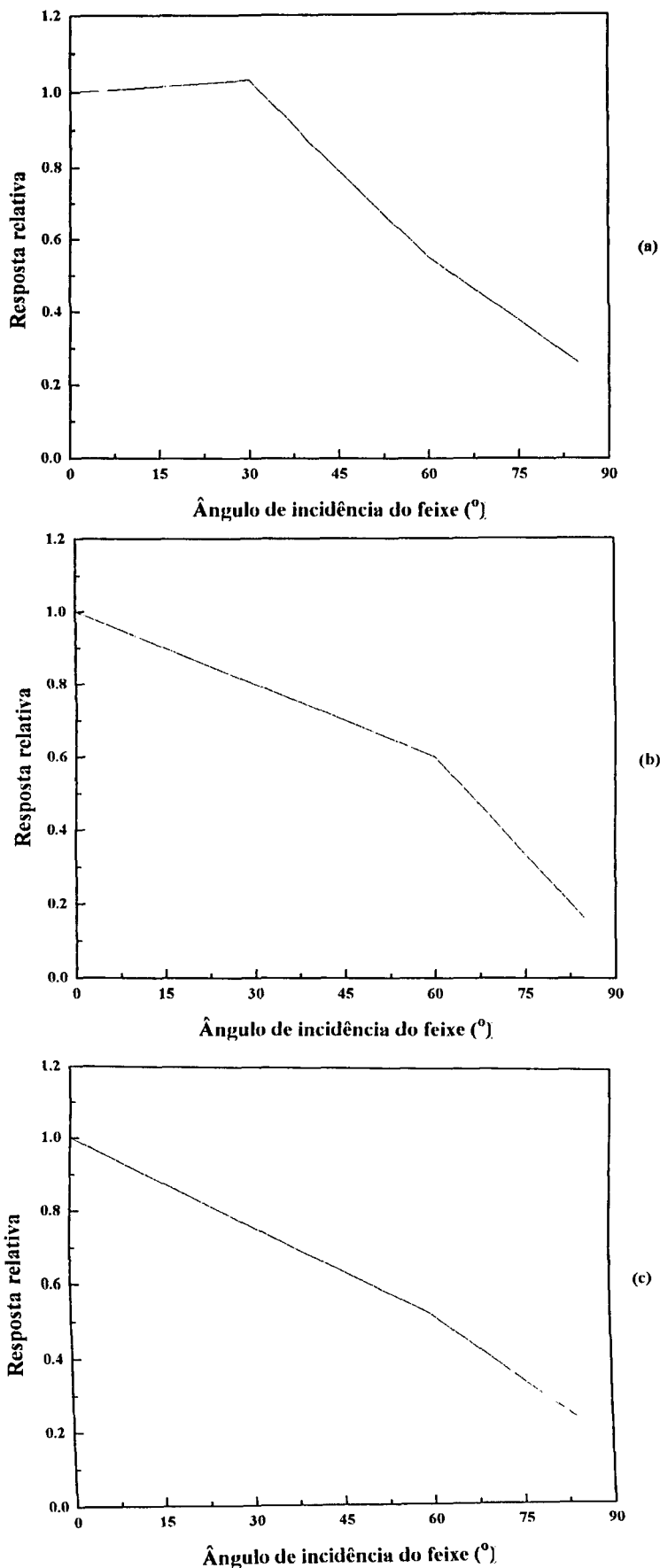


Figura 48: Resposta do detector CR-39 em função do ângulo de incidência do feixe de nêutrons. Valores normalizados à resposta do ângulo de incidência 0°. Condições de revelação com pré-ataque químico. Energia: ^{252}Cf . Espessuras: a) 700 μm ; b) 1400 μm ; e c) 2100 μm .

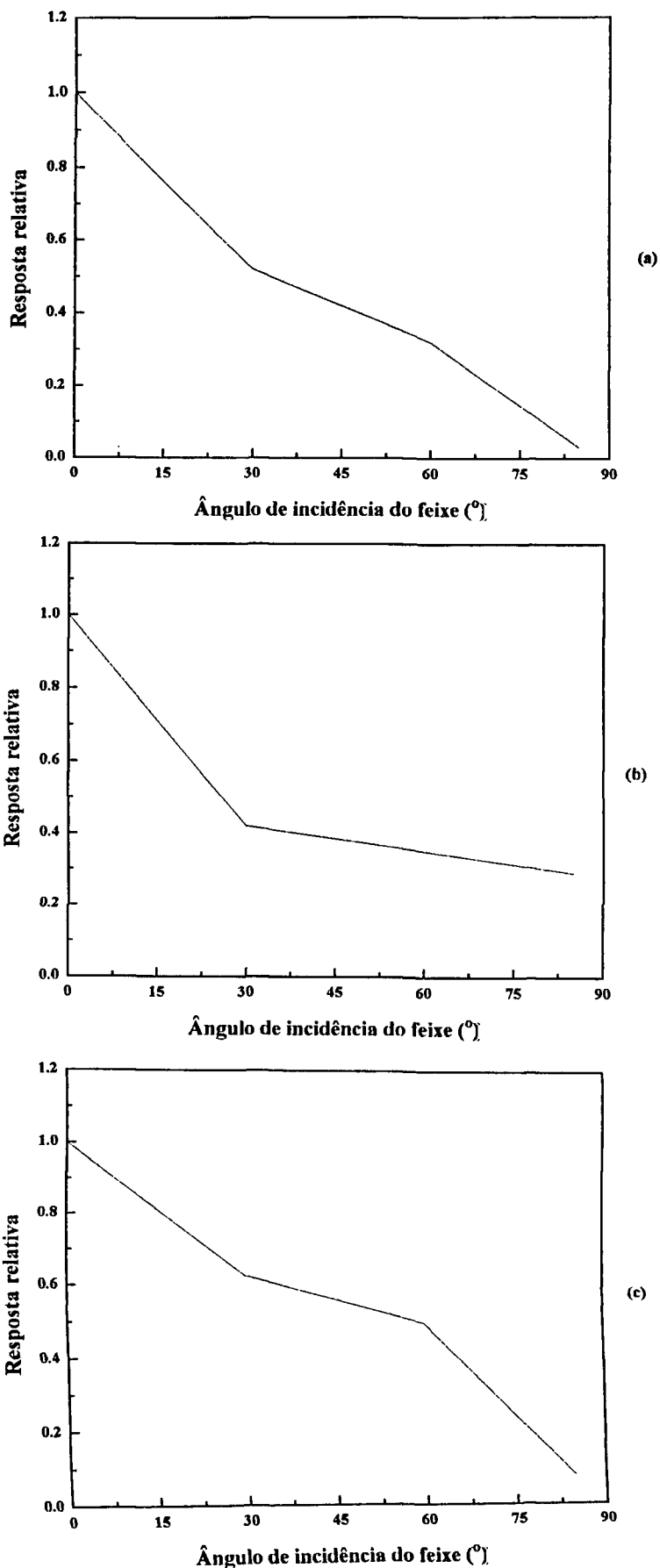


Figura 49: Resposta do detector CR-39 em função do ângulo de incidência do feixe de nêutrons. Valores normalizados à resposta do ângulo de incidência 0°. Condições de revelação com pré-ataque químico. Energia: 5,3 MeV. Espessuras: a) 700 μm ; b) 1400 μm ; e c) 2100 μm .

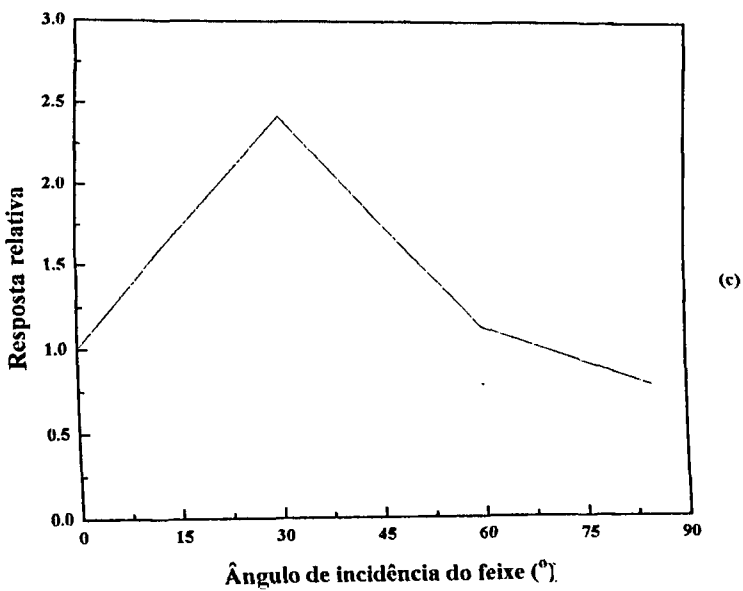
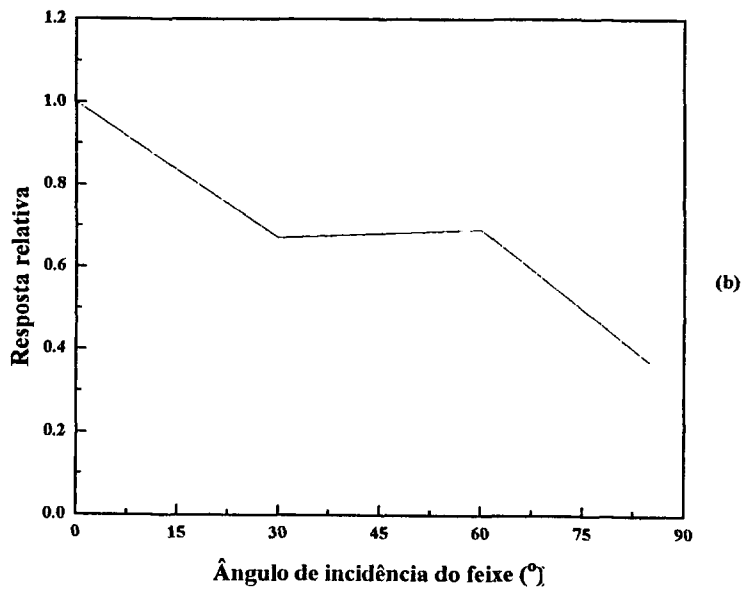
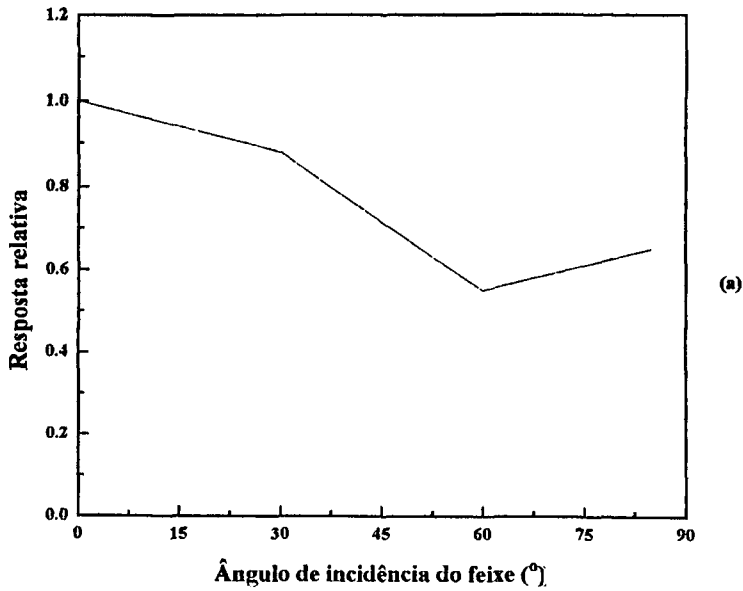
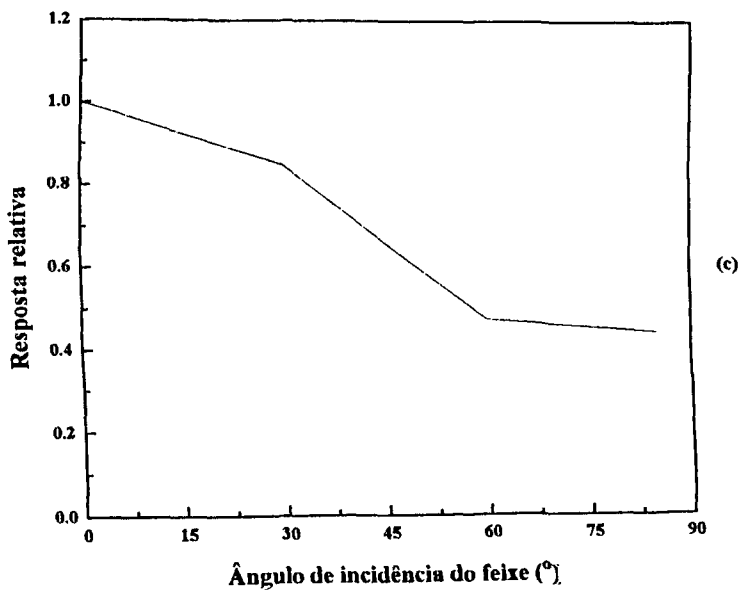
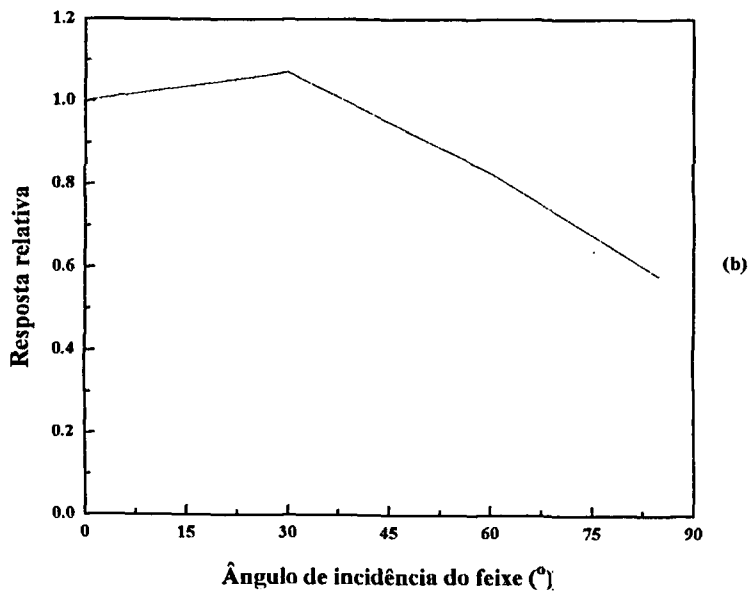
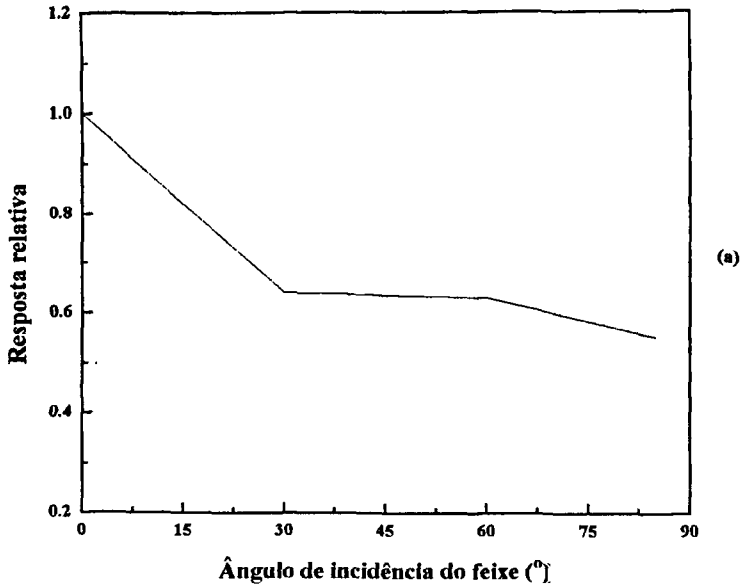


Figura 50: Resposta do detector CR-39 em função do ângulo de incidência do feixe de nêutrons. Valores normalizados à resposta do ângulo de incidência 0° . Condições de revelação com pré-ataque químico. Energia: 15,1 MeV. Espessuras: a) 700 μm ; b) 1400 μm ; e c) 2100 μm .



neste fato, um grande número de técnicas de medição e detecção de nêutrons desta faixa de energia foram desenvolvidas e são amplamente utilizadas atualmente.

A dosimetria para nêutrons de energias mais altas não é ainda satisfatoriamente desenvolvida, embora existam casos de campos de radiação neutrônica nesta faixa de energia e onde um número grande de trabalhadores são submetidos a doses. Como exemplos desses campos de radiação podemos citar as vizinhanças de um acelerador de partículas, aviões, naves espaciais, etc. A construção e calibração de dosímetros que respondam a esta faixa energética se mostra atualmente um requisito importante para os serviços dosimétricos.

Os dados obtidos para esta região de energia dos nêutrons neste trabalho serviram para verificar a possibilidade de com tal sistema dosimétrico se estar superestimando a resposta em dose avaliada.

Os dados obtidos são mostrados na tabela 3.11. Observa-se aqui que a utilização do simulador não interfere na resposta dos detectores para a energia de 66 MeV; entretanto, para a energia de 44,6 MeV observamos uma redução da resposta, o que indica a deposição de energia no simulador por esses nêutrons. Constatamos também que, embora a resposta obtida com tal material seja menor do que aquela obtida na faixa de energia 144 keV-15,1 MeV, é ainda mensurável com o CR-39.

Energia Máxima (MeV)	Espessura do detector (μm)	Sensibilidade ($\text{t cm}^{-2} \text{ Sv}^{-1}$)	
		frente	verso
44,5	700	159 ± 11	104 ± 19
	1400	155 ± 10	110 ± 20
66	700	77 ± 11	78 ± 13
	1400	75 ± 5	76 ± 7

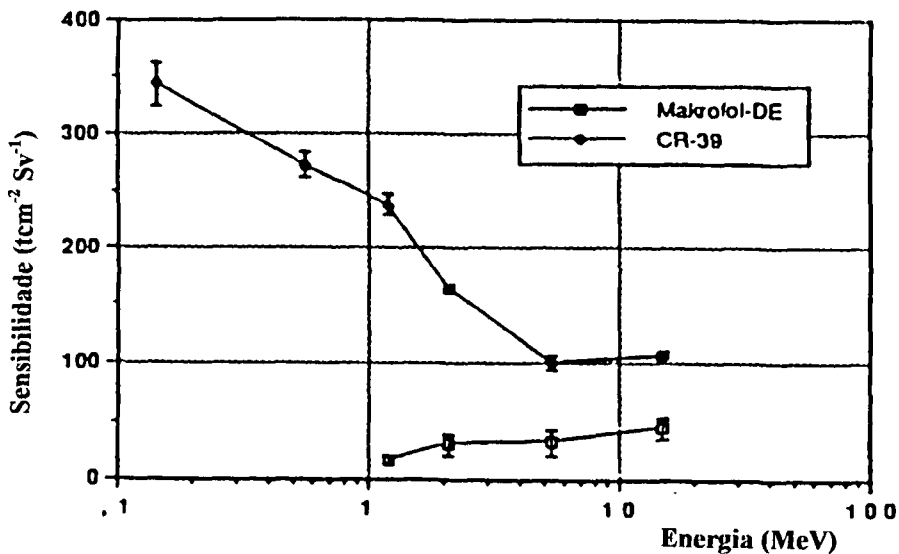
Tabela 3.11.: Sensibilidade do CR-39 a nêutrons de espectros com energias máximas de 44,5 e 66 MeV. As posições frente e verso mencionadas referem-se às posições do detector em relação ao simulador utilizado para irradiação (ver texto).

3.4.1.3. Resposta em energia, linearidade, faixa de dose de utilização, variação angular e influência de radiadores na resposta do Makrofol-DE

3.4.1.3.1. Resposta em energia dos detectores

A resposta em função da energia deste material é apresentada na figura 3.51. Nesta mesma figura é mostrada a curva obtida para o CR-39 nas mesmas condições de irradiação. Observamos aqui que, embora este material apresente uma resposta em energia mais plana que aquela obtida com o CR-39, o seu limiar energético (~1,2 MeV) faz com que este material seja desaconselhado para uso em dosimetria pessoal para nêutrons rápidos.

Figura 3.51.: Resposta em energia para o Makrofol DE e CR-39 para os intervalos de energia mensuráveis por cada material.



Verificamos também que a sensibilidade deste material é muito inferior àquela obtida com o CR-39 de espessura 1400 μm . Este fato pode ser interessante para estudos de dosimetria de criticalidade, mas em termos de dosimetria pessoal este material se demonstra insatisfatório.

3.4.1.3.2. Limites de dose detectável, linearidade e faixa de dose de utilização

Os valores das doses mínimas e máximas detectáveis para nêutrons da faixa de energia em que este material pode ser utilizado são apresentados na tabela 3.12.

Energia (MeV)	Limite mínimo de detectabilidade LMIND (mSv)	Limite máximo de detectabilidade LMAXD (mSv)
1,2	0,59	20
²⁵² Cf	0,34	13
5,3	0,31	8
15,1	0,23	14

Tabela 3.12.: Limites máximo e mínimo de detectabilidade do Makrofol-DE para o intervalo de energia de nêutrons rápidos.

Devido à baixa sensibilidade do Makrofol-DE a faixa de dose em que é possível utilizar este detector é bem maior do que aquela encontrada para o CR-39 que é 7 mSv para a energia média do ²⁵²Cf. Entretanto, a dose mínima detectável por este material para este intervalo de energia está muito acima daquele desejado para a dosimetria pessoal de nêutrons.

A linearidade de resposta para as energias de nêutrons incidentes iguais a : 1,2; 5,3 e 15,1 MeV foram verificadas experimentalmente para um intervalo de dose entre 0,4 e 10 mSv. Estas curvas são apresentadas nas figuras 3.52, 3.53 e 3.54.

3.4.1.3.3. Resposta obtida em função da variação angular

A dependência angular dos detectores para as energias entre 1,2 e 15,1 MeV é apresentada na figura 3.55 a. Os valores apresentados nesta figura foram normalizados para a resposta obtida para o ângulo de incidência do feixe igual a 0°. Os dados obtidos para tal estudo são apresentados na tabela 3.13.

A dependência angular obtida mostrou ser tão acentuada quanto aquela obtida para o CR-39 (figura 3.55 b), sendo que a resposta obtida para o CR-39 demonstra ser dependente da espessura do detector enquanto a obtida com Makrofol-DE não apresenta diferenças consideráveis, visto que este material é insensível a prótons de recuo dentro do intervalo de energia estudado.

Figura 3.52.: Linearidade de resposta do Makrofol-DE para nêutrons incidentes com energia 1,2 MeV.

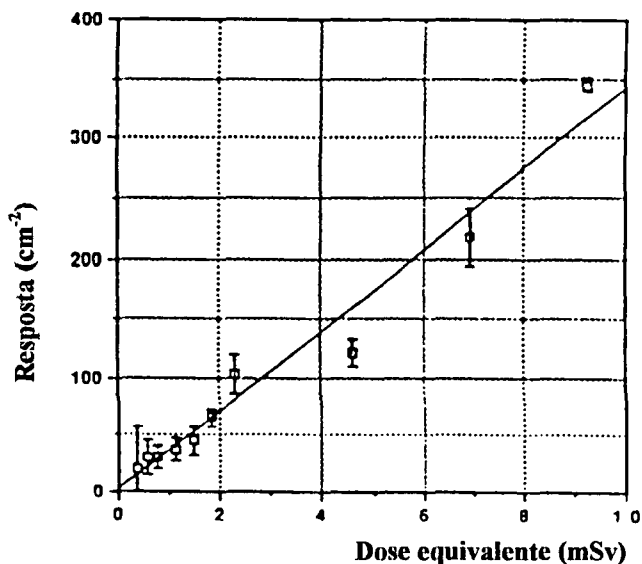


Figura 3.53.: Linearidade de resposta do Makrofol-DE para nêutrons incidentes com energia 5,3 MeV.

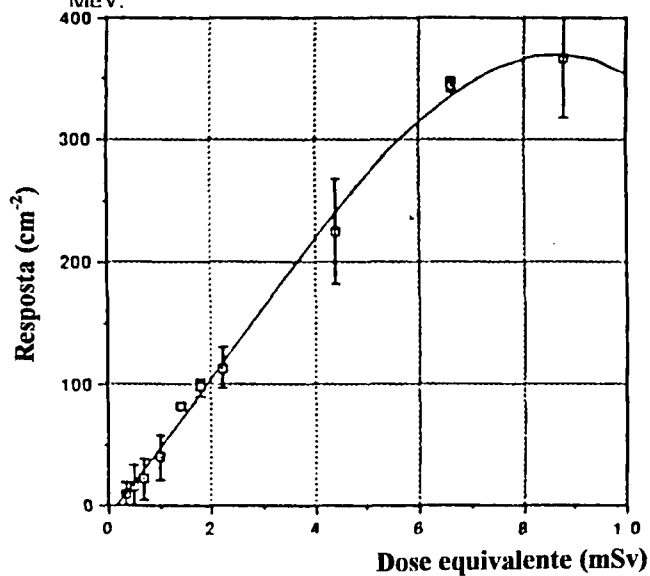


Figura 3.54.: Linearidade de resposta do Makrofol-DE para nêutrons incidentes com energia 15,1 MeV.

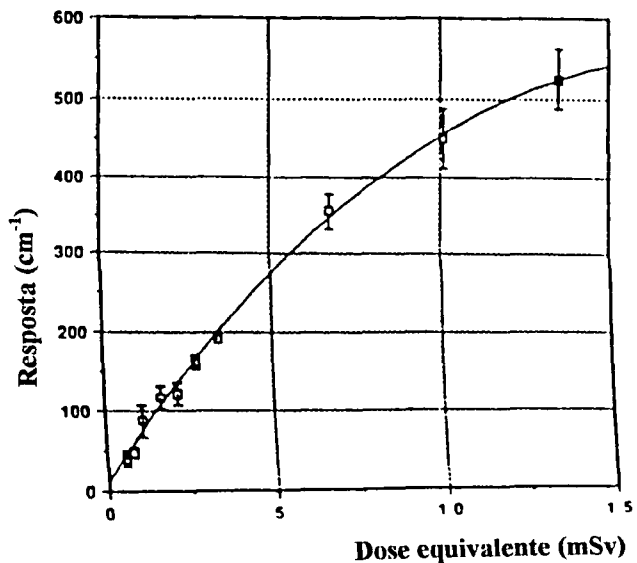
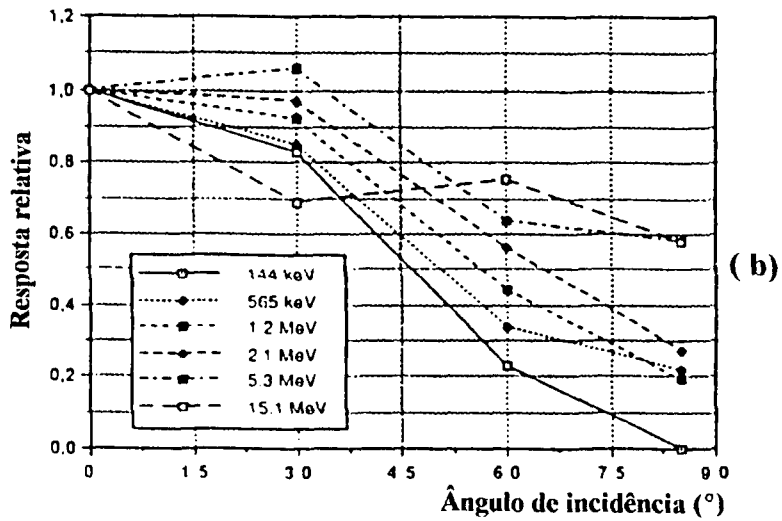
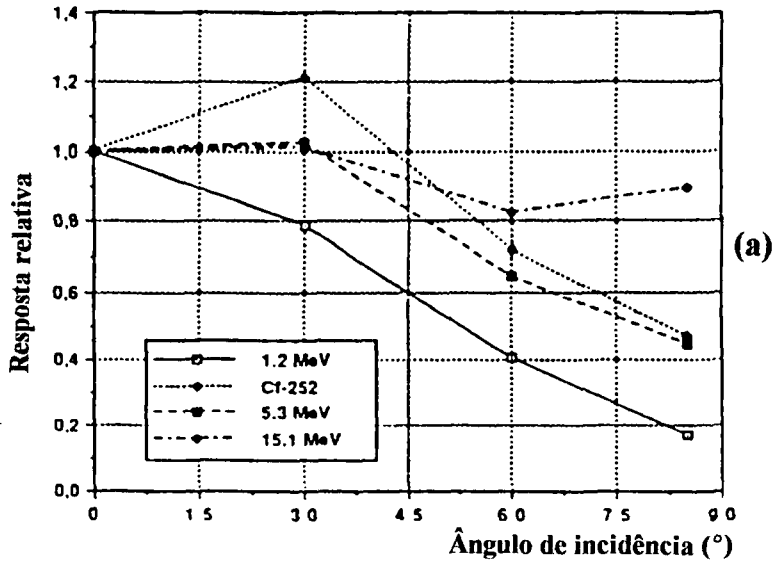


Figura 3.55.: Dependência angular dos materiais Makrofol-DE (a) e CR-39 (b). Valores normalizados ao ângulo de incidência do feixe de nêutrons 0°.



Energia (MeV)	0° (t mSv ⁻¹ cm ⁻²)	30° (t mSv ⁻¹ cm ⁻²)	60° (t mSv ⁻¹ cm ⁻²)	85° (t mSv ⁻¹ cm ⁻²)
1,2	17 ± 4	13 ± 3	7 ± 2	3 ± 1
²⁵² Cf	30 ± 9	36 ± 11	22 ± 5	14 ± 4
5,3	33 ± 11	33 ± 10	19 ± 7	13 ± 4
15,1	43 ± 10	44 ± 10	36 ± 8	39 ± 9

Tabela 3.13.: Valores correspondentes à resposta do detector Makrofol-DE em função do ângulo de incidência do feixe de nêutrons.

3.4.2. Faixas de energia térmica e epitérmica

3.4.2.1. Introdução

Nêutrons destas faixas de energia não podem ser detectados diretamente pelos detectores SSNTD's plásticos uma vez que eles não geram traços latentes devido ao recuo de núcleos. Neste caso a técnica de detecção consiste em se utilizar conversores apropriados nos quais nêutrons térmicos ou epitérmicos interajam produzindo partículas que possam ser detectadas por estes materiais. Com os plásticos em geral se utiliza conversores compostos de boro ou lítio-6, pois estes apresentam uma alta secção de choque para a produção de partículas α a partir de nêutrons desta faixa de energia.

Para a diferenciação entre os intervalos de energia térmico e epitérmico colocamos justaposta ao detector destinado à monitoração de nêutrons epitérmicos uma folha de cádmio de espessura 1mm, o que estabelece um corte em nêutrons de energia menor que 0,52 eV, em acordo com as normas ISO⁽³⁸⁾.

Os tópicos abordados nesta parte do trabalho são os seguintes:

- estabelecimento da técnica de revelação do material;
- determinação da sensibilidade do material aos dois intervalos de energia;
- determinação da linearidade de resposta, intervalo de dose de utilização; e
- resposta em função da variação angular do material.

3.4.2.2. Irradiações

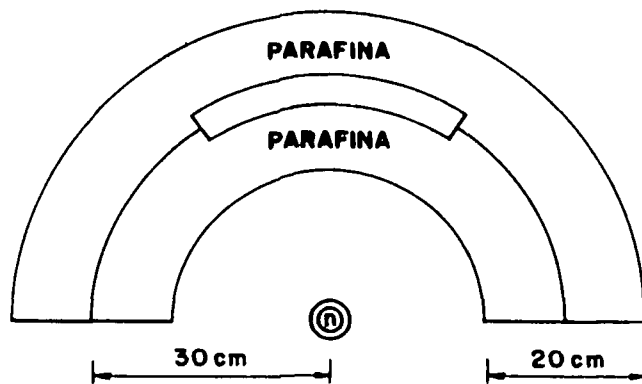
As irradiações para esta faixa de energia foram realizadas em dois arranjos distintos.

A figura 3.56⁽¹³⁾ mostra o arranjo experimental utilizado para determinação da linearidade de resposta e reprodutibilidade do sistema para nêutrons térmicos. Neste sistema nêutrons provenientes de uma fonte de

$^{241}\text{AmBe}$ são termalizados nas camadas de parafina fazendo com que seja criado um campo de nêutrons interior do mesmo. O fluxo medido em tal sistema na posição utilizada para irradiação com nêutrons térmicos é $(1,57 \pm 0,11) \cdot 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-2(13)}$.

Tais irradiações foram realizadas na sala para irradiações com nêutrons do Instituto de Física da USP. Esta sala foi também utilizada posteriormente para a calibração para rotina do dosímetro desenvolvido.

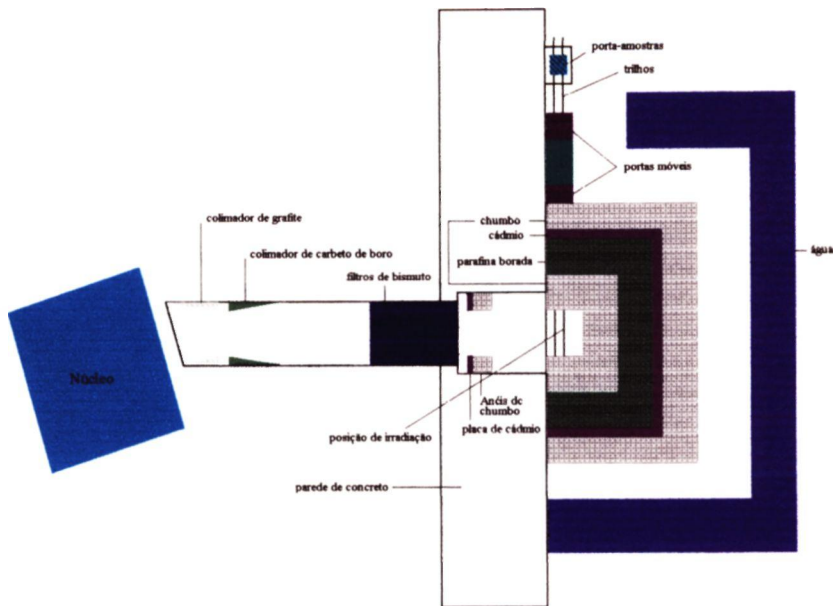
Figura 3.56.: Arranjo experimental utilizado para testes de linearidade e reprodutibilidade para nêutrons térmicos e epitérmicos⁽¹³⁾.



O segundo arranjo, utilizado para determinação da linearidade para nêutrons epitérmicos e da resposta em função do ângulo de incidência do feixe de nêutrons para térmicos e epitérmicos, está instalado em um canal de irradiação do reator IEA-R1 do IPEN. Neste temos um feixe de nêutrons de cerca 20 cm de diâmetro conforme é mostrado na figura 3.57⁽⁶⁴⁾. As características do mesmo são apresentados na tabela 3.14⁽⁶⁴⁾.

Os fluxos aqui mencionados foram medidos com a técnica de análise por ativação de folhas de ouro pelo Laboratório de Metrologia Nuclear do IPEN.

Figura 3.51.: Esquema geral do canal de irradiação número 8 do reator de pesquisas IEA-R1 do IPEN⁽⁶⁴⁾. Utilizado para realização dos testes de variação angular para nêutrons térmicos e epitérmicos.



Características do feixe de nêutrons do “BH” número 8 do IEA-R1

Fluxo de nêutrons térmicos	$(2,97 \pm 0,06) \cdot 10^6 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$
Razão de fluxos	$\phi_t/\phi_e = 5,7$
Razão de cádmio	150
Razão de n/γ	$5 \cdot 10^5 \text{ n cm}^{-2} \text{ mrem}$
Razão de colimação - L/D	55
Homogeneidade do feixe	$\leq 5\%$
Diâmetro de saída do feixe	20 cm

Tabela 3.14.: Características gerais do feixe de nêutrons do canal de irradiações número 8 do reator de pesquisas IEA-R1 do IPEN⁽⁶⁴⁾.

3.4.2.3. Determinação das condições de revelação

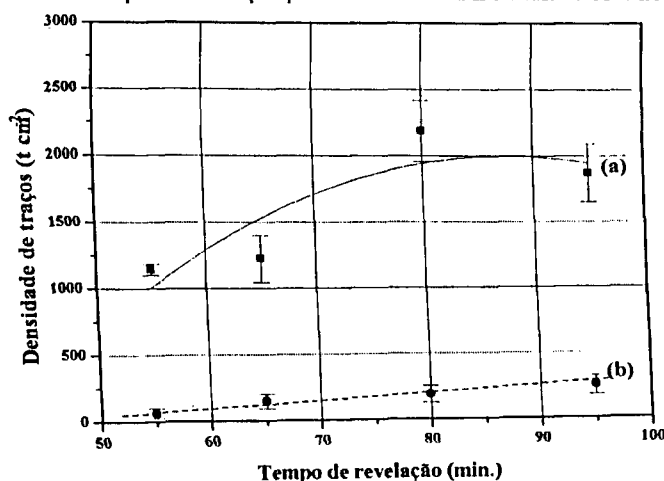
As condições de revelação utilizadas para nêutrons térmicos são as seguintes⁽⁶⁵⁾:

- solução: PEW40(15% KOH, 40% álcool etílico e 45% água desionizada - concentrações em massa);
- duração do ataque: 55 min
- campo elétrico aplicado: $44,2 \text{ kV.cm}^{-1}$ (rms);
- frequência: 2,0 kHz; e
- temperatura: 30°C .

Os traços revelados com tais condições são adequados à leitura no sistema automático do IPEN. Determinamos que a perda do sistema automático em relação à leitura dos detectores realizada por um operador é de 9%, para a objetiva 10x que foi a utilizada nestas leituras.

A sensibilidade encontrada para nêutrons térmicos é $(2,3 \pm 0,3).10^{-3} \text{ t.n}^{-1}$. Para a revelação dos detectores da faixa de energia epitérmica estas condições de revelação não se mostraram eficientes, resultando em uma sensibilidade de $(1,10 \pm 0,04).10^{-4} \text{ t.n}^{-1}$ que foi considerada insatisfatória para os fins desejados. Estudamos então a influência do tempo de ataque mantendo as demais condições anteriormente mencionadas para nêutrons térmicos. A figura 3.58 mostra tal resposta. Optamos pela alteração do tempo de ataque para 90 min. Deste modo obtivemos uma resposta considerada satisfatória para este intervalo de energia, $(2,2 \pm 0,2).10^{-4} \text{ t.n}^{-1}$.

Figura 3.58.: Variação da resposta (t cm^{-2}) (curva a) e do “background” (curva b) em função do tempo de revelação para o Makrofol-DE irradiado com nêutrons epitérmicos.



3.4.2.4. Resposta do material

A linearidade de resposta e a variação angular encontrada são apresentadas nas figuras 3.59-3.62.

O desempenho do Makrofol-DE para os dois intervalos de energia investigados são apresentados na tabela 3.15. A diferença na resposta do material para os dois intervalos se deve principalmente à secção de choque do material conversor, uma vez que o boro-10 apresenta uma secção de choque muito maior para nêutrons térmicos (3868 b). O valor da sensibilidade a nêutrons térmicos foi calculada após a subtração da correspondente fração de fluência epitérmica para os detectores.

Observamos que a dependência angular da resposta do Makrofol-DE é bastante acentuada em ambos os intervalos de energia mas estão de acordo com os valores apresentados por Harvey⁽⁷⁾ para os mesmos intervalos de energia.

A reprodutibilidade dos processos de detecção obtida é 15%.

	Térmicos	Epitérmicos
Condições de revelação	solução: PEW40(15% KOH, 40% álcool etílico e 45% água desionizada - concentrações em massa); duração do ataque: 55 min. campo elétrico aplicado: 44,2 kV.cm ⁻¹ (rms); freqüência: 2,0 kHz; e temperatura: 30 °C.	solução: PEW40(15% KOH, 40% álcool etílico e 45% água desionizada - conc. em massa); duração do ataque: 90 min. campo elétrico aplicado: 44,2 kV.cm ⁻¹ (rms); freqüência: 2,0 kHz; e temperatura: 30 °C.
Sensibilidade (t.n⁻¹)	(2,3 ± 0,3).10 ⁻³	(2,2 ± 0,2).10 ⁻⁴
Fluência mínima detectável (n. cm⁻²)	(8,7 ± 0,2).10 ³	(1,4 ± 0,3).10 ⁵
Fluência máxima detectável (n. cm⁻²)	(1,3 ± 0,2).10 ⁷	(1,3 ± 0,3).10 ⁸

Tabela 3.15.: Características gerais para o Makrofol-DE irradiado a nêutrons térmicos e epitérmicos.

Figura 3.59.: Linearidade de resposta do detector Makrofol-DE para o intervalo de energia térmica.

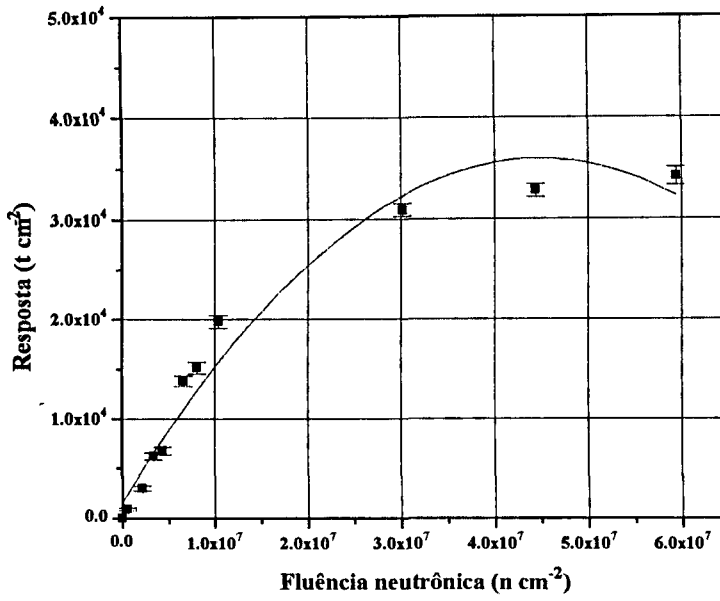


Figura 3.60.: Linearidade de resposta do detector Makrofol-DE para o intervalo de energia epitérmica.

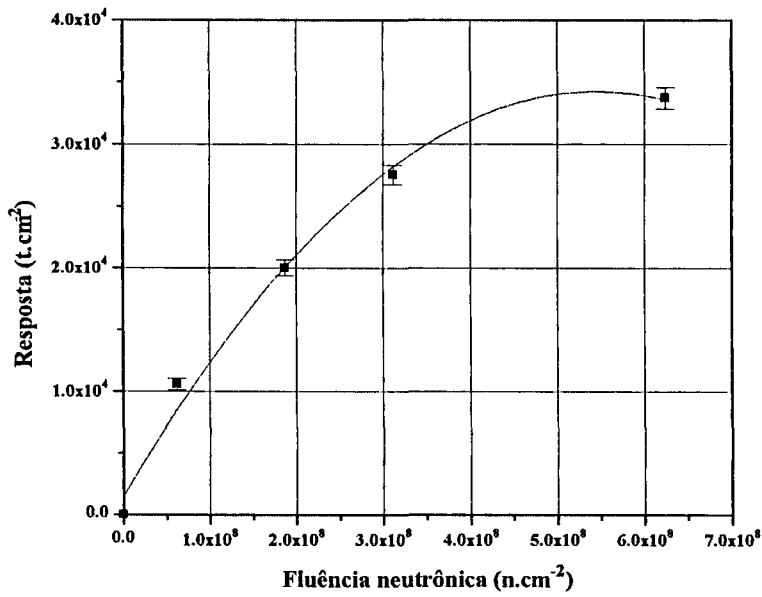


Figura 3.61: Resposta relativa do detector Makrofol-DE em função do ângulo de incidência do feixe de nêutrons para energia térmica.

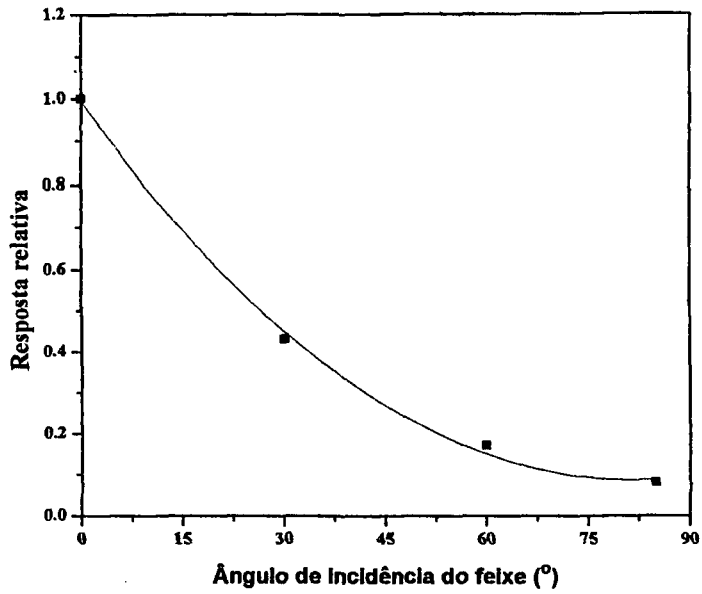
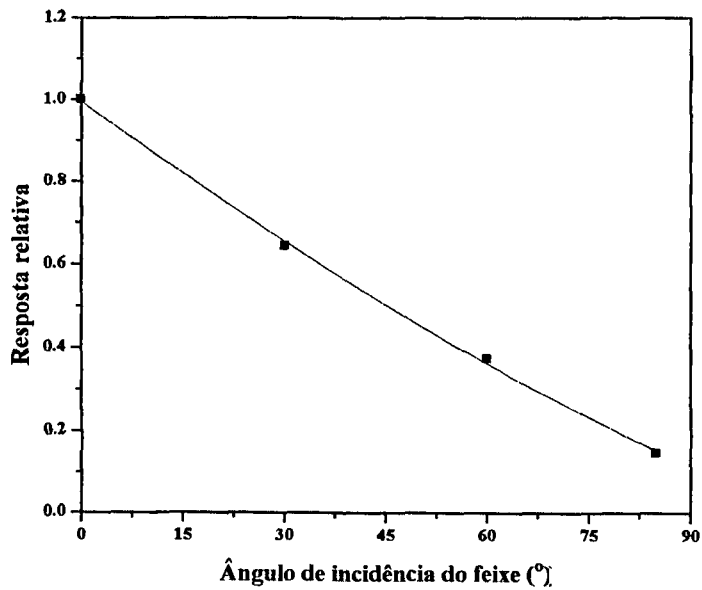


Figura 3.62: Resposta relativa do detector Makrofol-DE em função do ângulo de incidência do feixe de nêutrons para energia epitérmica.



3.4.3. Conclusões

Dos dados apresentados nesta etapa podemos chegar às seguintes conclusões:

- para a faixa de energia rápida o material Makrofol-DE não apresenta a possibilidade de substituir o CR-39 em um dosímetro pessoal. Embora a resposta em energia deste seja bastante linear, o seu limiar energético é muito alto para o emprego em ambientes cujo o espectro seja similar ao do ^{252}Cf , o que é o caso dos laboratórios nos quais desejaríamos implantar o dosímetro desenvolvido. Além disso, com as condições de revelação aqui determinadas, a sensibilidade do material é muito inferior à do CR-39 (aproximadamente 3x para a energia média do ^{252}Cf);
- para a faixa de energia térmica e epitérmica o material Makrofol-DE com a utilização de conversor de boro natural responde satisfatoriamente;
- o fato do material Makrofol-DE ser muito mais fácil de manipular, exigir um tempo relativamente curto para a sua revelação e ter um custo bem inferior ao do CR-39 o indicam para utilização neste intervalo de energia;
- a dependência angular de ambos os materiais se demonstra, entretanto, bastante acentuada. Deveremos, portanto, considerar sempre a localização do usuário durante o período de exposição e então definir, se possível, um fator corretivo. Devemos salientar, ainda, que durante a análise dos detectores se pode observar a variação nas dimensões dos traços devido à incidência não-normal dos nêutrons. Este fator, embora não possa determinar com exatidão o ângulo de incidência dos nêutrons que o produziram, poderá indicar casos em que a dose medida para trabalhadores esteja sendo subestimada devido à perda de informação com a incidência não-normal da radiação.

3.5. Esquema do dosímetro proposto

A figura 3.63 mostra um esquema do dosímetro que está sendo proposto neste trabalho. O suporte do dosímetro foi confeccionado em polietileno de espessura 2 mm.

Para a faixa térmica o conversor de boro foi colocado sobreposto ao Makrofol-DE e este conjunto foi posicionado na parte frontal de uma folha de cádmio que tem por finalidade filtrar eventuais nêutrons termalizados e retroespalhados pelos tecidos do corpo humano ou pelo próprio suporte do dosímetro.

Uma segunda janela de mesma dimensão daquela anterior ($2 \times 2 \text{ cm}^2$) foi utilizada para a detecção de nêutrons da faixa epitérmica. A montagem dos materiais neste caso é composta de uma folha de cádmio seguida do conversor de boro, do material detector Makrofol-DE e de uma segunda folha de cádmio.

Nos dois casos anteriores os nêutrons rápidos incidentes no material não serão revelados porque as condições de ataque do Makrofol são diferentes para os dois tipos de partículas (alfas e núcleos de recuo) que irão produzir os traços latentes.

Para a faixa de nêutrons rápidos o material CR-39 é utilizado. Este será exposto diretamente aos nêutrons incidentes e a sua revelação é realizada na face oposta a de incidência. Deste modo o próprio material será utilizado como radiador.

Embora o material do suporte seja altamente hidrogenado este não interfere na resposta do detector CR-39 visto que nêutrons retroespalhados pelo tecido humano ou pelo material do suporte apresentam energia abaixo do limiar de detecção do CR-39, levando-se em conta que o dosímetro será utilizado corretamente pelo usuário. A figura 3.64 apresenta o dosímetro desenvolvido corretamente posicionado pelo usuário.

Todo o sistema é ainda recoberto por uma fina folha de plástico de aproximadamente $100 \mu\text{m}$ de espessura que serve de proteção.

Figura 3.63.: Esquema do dosímetro desenvolvido neste trabalho.

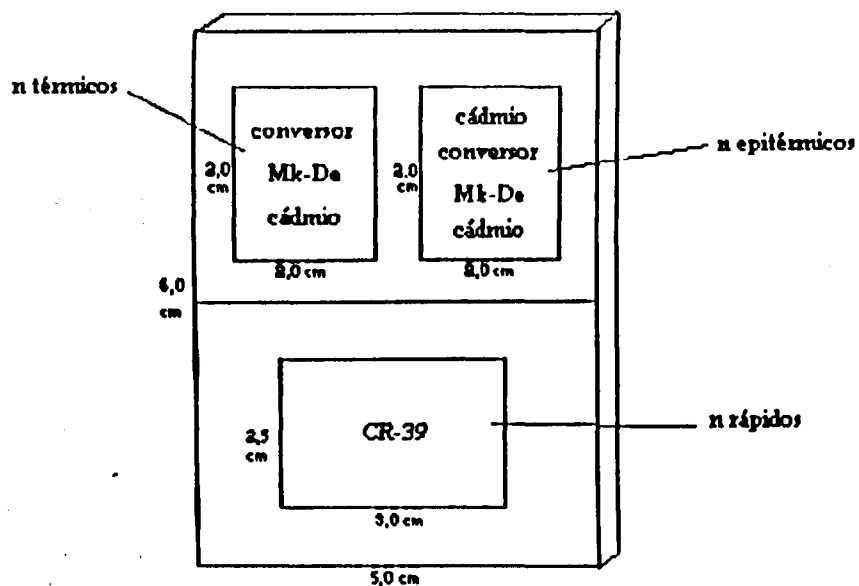


Figura 3.64.: Dosímetro desenvolvido corretamente posicionado pelo usuário.



3.6. Calibração do dosímetro

3.6.1. Verificação da radiação espalhada

Para a verificação da radiação espalhada no local em que será realizada a calibração optamos por utilizar o método semi-empírico discutido no capítulo 2. Como mencionado este método pressupõe que ao se irradiar um detector em várias distâncias da fonte pelo mesmo intervalo de tempo se obtém uma diminuição da resposta do detector linear com o inverso do quadrado da distância fonte-detector. Caso isso não seja observado deverá ser devido à existência de radiação espalhada.

Para a aplicação de tal método o dosímetro foi irradiado utilizando-se uma fonte de ^{252}Cf cuja taxa de emissão em maio de 1994 era de $(4,7 \pm 0,5) \cdot 10^6 \text{ n.s}^{-1}$. Esta fonte apesar de não ter sido calibrada recentemente possui certificado do fabricante e portanto se adequa às recomendações para calibração de dosímetro do ISO-8529⁽³⁸⁾. O espectro de referência utilizado para tal fonte é aquele recomendado pela mesma norma.

Para as irradiações o dosímetro foi fixado à parede externa de um simulador cilíndrico em plástico preenchido com água de dimensões 42 cm de altura por 32 cm de diâmetro de base alinhado com o centro efetivo da fonte, que é cilíndrica.

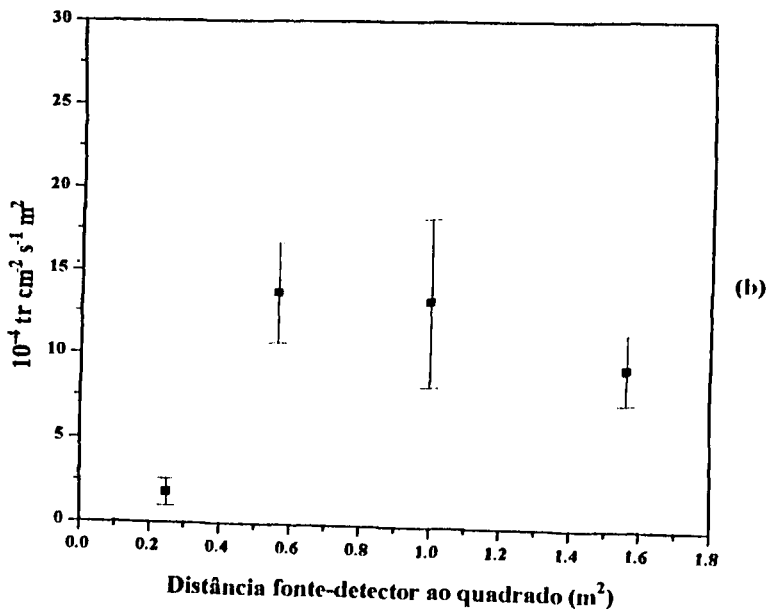
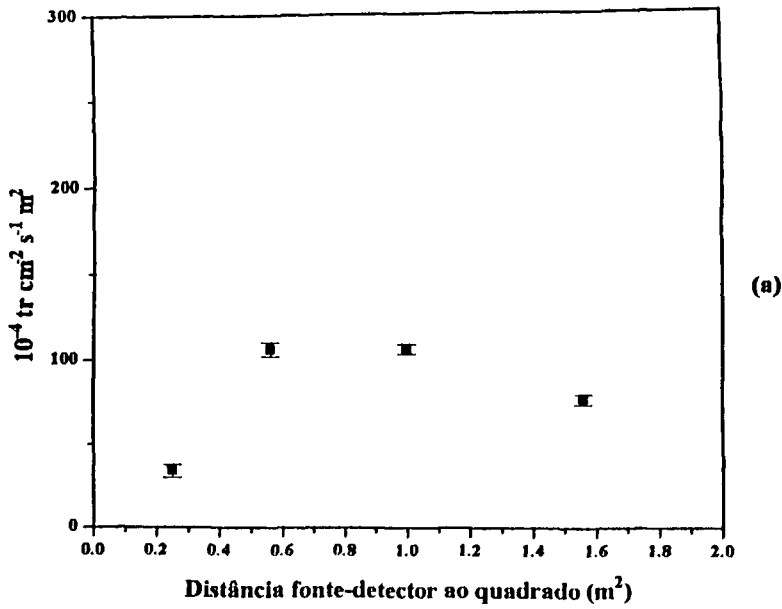
As irradiações foram realizadas no centro da sala para irradiações do Instituto de Física da USP e a uma altura de cerca 3,2 m do solo.

O dosímetro foi irradiado às distâncias fonte-detector 0,50; 0,75; 1,00 e 1,25 m e por um intervalo de tempo de 168720 s.

A resposta obtida multiplicada pelo quadrado da distância em função do quadrado da distância fonte-detector é apresentada na figura 3.65 **a** e **b**. Desta figura podemos concluir que a contribuição devida à radiação espalhada pode ser desprezada para ambos os intervalos investigados.

O fato de não se observar contribuição na resposta devida ao espalhamento de nêutrons rápidos está relacionado ao fato dos nêutrons espalhados estarem abaixo do limiar de detecção dos detectores CR-39 e para o intervalo epitérmico este fato pode ser resultado da própria geometria de

Figura 3.65.: Resposta dos detectores multiplicada pelo quadrado da distância em função do quadrado da distância fonte-detector para verificação do espalhamento no local de calibração do dosímetro. Intervalos: (a) epitérmico e (b) rápido.



irradiação onde o dosímetro foi posicionado, ou seja, a superfície de um simulador cujo albedo deve ser predominantemente térmico.

Durante este estudo a resposta do detector utilizado para verificação da resposta a nêutrons térmicos foi também investigada e não foi observada contribuição devido a este intervalo de energia, o que indica que a placa de cádmio instalada na parte posterior do detector serve satisfatoriamente para atenuar estes nêutrons; outro motivo para a ausência de tal resposta é também o fato de que a componente térmica de tal espectro é praticamente nula.

3.6.2.Resposta em função da dose equivalente

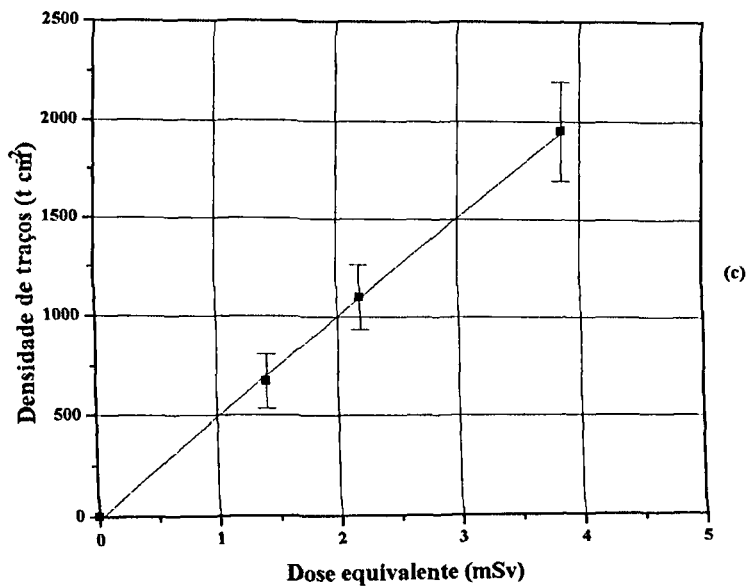
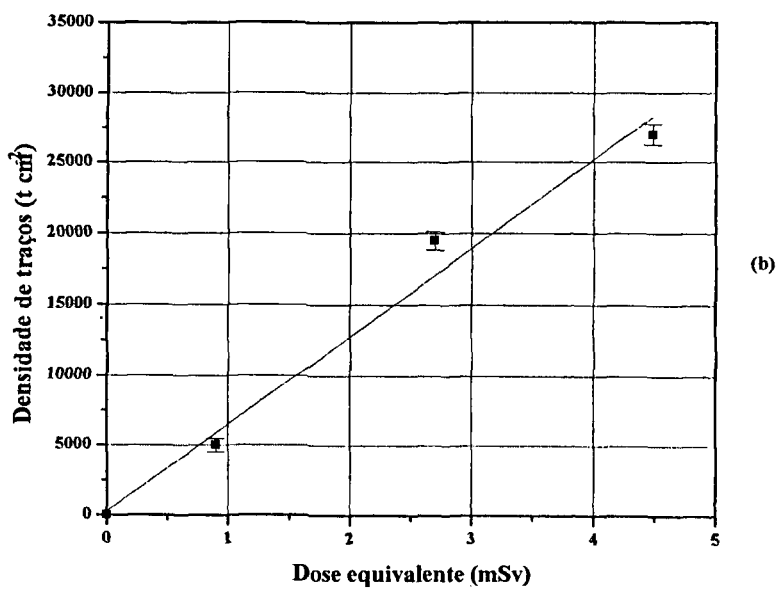
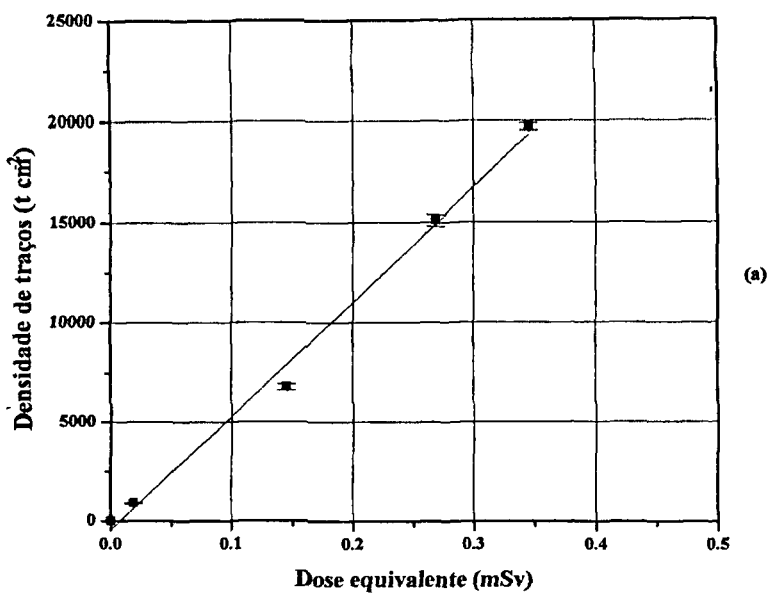
A figura 3.66 apresenta a resposta do dosímetro em função da dose equivalente para os três intervalos de energia estudados.

Os valores de dose para o intervalo térmico foram calculados a partir do fator de conversão $33,2 \text{ pSv cm}^2(13)$.

Para o intervalo de energia epitérmico, que foi considerado aquele entre 0,52 eV e 100 keV (ver apêndice), optamos por utilizar um fator de conversão médio para energias dentro deste intervalo de acordo com as recomendações ISO⁽³⁸⁾ igual a $14,4 \text{ pSv cm}^2$. O fator de conversão para o intervalo de energia rápido é o mesmo utilizado na determinação de doses na primeira parte deste trabalho.

A tabela 3.17 resume as principais propriedades do dosímetro desenvolvido em termos de dose equivalente. Desta tabela podemos verificar que os limites de dose de utilização do dosímetro para os intervalos térmico e epitérmico são bastante aceitáveis mesmo considerando as recomendações do ICRP 60. Para o intervalo rápido, entretanto, o valor obtido para o limite mínimo de detectabilidade está muito acima daquele exigido por tais recomendações. deve-se este limite principalmente à alta instabilidade do “background” para o material aqui utilizado. De modo a contornar este problema devemos considerar períodos de integração de dose maiores do que 1 mês para tal dosímetro.

Figura 3.66.: Curvas de calibração densidade de traços em função da dose equivalente para os intervalos de energia a) térmico, b) epitérmico e c) rápido.



Devemos ainda ressaltar que a sensibilidade apresentada nesta tabela para o intervalo rápido é muito maior do que aquele obtido nos testes iniciais realizados (aproximadamente 3x maior). Este fato se deve ao envelhecimento do material CR39 utilizado para as irradiações de 1992 e isto já tinha sido verificado com material novo durante a análise dos detectores. Embora ambos os materiais possuam a mesma procedência (American Acrylics - USA) o primeiro era originário de um lote com alta reprodutibilidade do “background” o que pode ser verificado pelos limites inferiores de dose detectável apresentadas na tabela 3.7, e por isso foi escolhido para realização dos testes. Esta diferença da sensibilidade devido ao envelhecimento exige que um teste de controle seja realizado sempre que se processar a análise de um lote de dosímetros.

As doses aqui reportadas para o ^{252}Cf foram obtidas a uma distância fonte-detector de 1 m e as sensibilidades em $\text{t cm}^{-2} \text{ mSv}^{-1}$ foram obtidas a partir do coeficiente angular das curvas de calibração.

	Térmico	Epitérmico	Rápido
Sensibilidade ($\text{t cm}^{-2} \text{ mSv}^{-1}$)	$(5,7 \pm 0,2) 10^4$	$(6,2 \pm 0,6) 10^3$	(509 ± 9)
Dose mínima detectável (μSv)	0,4	5	295
Dose máxima detectável (mSv)	0,5	4,6	3

Tabela 3.17.: Resposta do dosímetro desenvolvido em função da dose equivalente.

3.7. Teste do dosímetro em diferentes instalações do IPEN-CNEN/SP

Para verificar a aplicabilidade do dosímetro desenvolvido em situações reais de utilização dois testes foram realizados nos laboratórios do IPEN onde pode-se detectar nêutrons. Os locais escolhidos foram:

- o acelerador ciclotron (GEA e GED);
- o primeiro andar do reator, aonde se encontram os arranjos experimentais (TFF); e
- o acelerador de partículas tipo Van de Graaff (REN e RTI).

Para a realização dos testes uma série de dosímetros foi confeccionada nos moldes anteriormente descrito. Estes foram então expedidos e distribuídos com a

ajuda dos próprios responsáveis pela proteção radiológica de cada laboratório, dentro das especificações por nós sugeridas para uso e manuseio dos mesmos.

Foram escolhidos dois períodos para a realização dos testes o primeiro em outubro/94 e o segundo em um período mais longo entre dezembro/94 e janeiro/95. A diferença nos períodos se deveu ao fato do segundo estar compreendido em meses que, em geral, são caracterizados por férias ou não operação de equipamento devido a manutenção ou outras atividades técnicas.

Este período mais longo também possibilitou a verificação da eficiência do dosímetro em termos de dose mínima mensurável por período, ou seja, serviu de teste da própria dose mínima detectável.

Estes testes tiveram caráter completamente acadêmico. A identificação do usuário se deu por uma numeração completamente aleatória por nós estabelecida.

Um total de cerca 30 dosímetros foram distribuídos em cada período, deste total apenas 17 foram analisados por período. Dos dosímetros distribuídos nenhum foi devolvido danificado, o que indica que o suporte e a proteção utilizada são adequados. Além disso, dos 108 detectores revelados com o processo eletroquímico apenas 1 foi perdido durante a revelação, o que demonstra que o processo de análise dos detectores é bastante confiável.

Os valores obtidos em termos de dose equivalente do ^{252}Cf são apresentados na tabela 3.18. Como já mencionado, esta é uma aproximação recomendada quando não se conhece o espectro do local aonde se deseja fazer a medida, o que é o nosso caso. Apresentamos os valores de acordo com o intervalo energético correspondente. Os períodos denominados por I e II aqui apresentados correspondem aos dois períodos de testes acima mencionados, respectivamente.

Laboratório	Identificação do Usuário	Térmico (μSv)		Epitérmico (μSv)		Rápido (μSv)	
		I	II	I	II	I	II
GEA	1	30	0	87	0	0	0
	2	12	1	86	33	0	1070
	3	26	6	27	9	0	460
	4	10	5	27	29	579	620
	5	27	42	155	21	-	0
GED	1	0	0	19	30	0	0
	2	-	8	-	70	-	0
	3	-	0,8	-	40	-	0
	4	-	2	-	60	-	0
TFF	1	2	-	100	-	0	-
	2	5	-	0	-	784	-
	3	7	-	0	-	0	-
	4	9,7	-	8	-	1320	-
	5	0	-	8	-	0	-
	6	3,3	-	10	-	297	-
	7	3,3	-	19	-	0	-
	8	-	68	0	-	0	-
	9	-	17	-	16	-	290
	10	-	0,8	-	73	-	314
	11	-	4	-	10	-	310
	12	-	3	-	1	-	580
	13	-	0	-	0	-	330
REN	1	0,3	0,8	87	28	0	390
	2	-	0,4	-	16	-	580
RTI	1	7,9	0,4	60	0	0	315

Tabela 3.18.: Resposta obtida para teste com o dosímetro desenvolvido em laboratórios do IPEN-CNEN/SP. Incertezas associadas $\pm 50\%$.

Devido à falta de dados provenientes de outros tipos de sistemas de monitoração para nêutrons existentes e de modo a validar as doses medidas, cada usuário que apresentou doses mais elevadas do que a média geral foi consultado de modo a se averiguar a razão para tais discrepâncias, quando possível. Obteve-se uma boa concordância entre as doses medidas e as atividades relatadas pelos usuários.

Capítulo 4

Conclusões

O dosímetro pessoal para nêutrons proposto neste trabalho se mostra adequado para monitoração pessoal em áreas sujeitas à existência de campos deste tipo de radiação.

O trabalho desenvolvido se apresenta como inovador quando considerados os tipos de materiais empregados, a diagramação do dosímetro e o modo de análise do mesmo. Além disso, o trabalho desenvolvido fornece aos interessados na área uma considerável quantidade de informações e dados, para diferentes condições de análise de detectores e utilização dos materiais investigados em diferentes espectros de energia. Uma vez que os materiais investigados foram calibrados em feixes monoenergéticos, a resposta do sistema proposto pode ser utilizado conforme o espectro energético nos locais em que o dosímetro será utilizado.

Optamos pela calibração do dosímetro com uma fonte de ^{252}Cf para testes de rotina por este espectro ser bem conhecido e utilizado na calibração de dosímetros pessoais. Em situações em que não se conheça o espectro do local a ser monitorado sugerimos a utilização deste procedimento. Devemos salientar entretanto, que para aumentar o grau de confiança na utilização deste tipo de fonte para calibração de rotina, recomenda-se o emprego de uma fonte de menores dimensões e a obtenção do espectro deconvoluído por técnica de esferas de Bonner, como o obtido por Fratin^(13,66) que realizou este tipo de deconvolução para uma fonte de $^{241}\text{AmBe}$.

A investigação da influência de materiais hidrogenados na resposta do CR-39 também se apresenta como possibilidade de melhoria do sistema dosimétrico proposto, visto que possibilitaria a utilização de materiais CR-39 de menor espessura. Deste modo, poder-se-ia utilizar no processo de revelação eletroquímica tensões de menor intensidade nos detectores, o que pode ser

interessante do ponto de vista de segurança do pessoal que analisará tais dosímetros.

Em termos de resposta do dosímetro, considerando as novas normas do ICRP 60, o sistema desenvolvido responde satisfatoriamente para os intervalos térmico e epitérmico. A resposta a nêutrons rápidos, entretanto, deve ser melhorada não somente do ponto de vista da sensibilidade do CR-39, mas principalmente considerando uma maior reprodutibilidade do "background" que foi o maior responsável pelo valor elevado do limite mínimo de detectabilidade obtido.

O teste realizado nos mostra que o sistema dosimétrico desenvolvido é adequado para utilização na monitoração pessoal. O dosímetro se mostrou resistente e as respostas obtidas nos testes estão de acordo com os resultados esperados, considerando-se o espectro do setor investigado e a dose a que foram submetidos os usuários nos períodos investigados. A realização de novos testes em locais com espectro conhecido seria também de grande interesse para validar a resposta do dosímetro.

Apêndice

Alguns Tópicos sobre Nêutrons

A.1. Fontes de nêutrons

Nêutrons são produzidos via reações nucleares, sendo que, embora praticamente todos os elementos químicos quando devidamente excitados emitam nêutrons, não existem emissores espontâneos deste tipo de radiação.

As principais fontes de nêutrons existentes são os reatores, aceleradores, fontes (α, n) e (γ, n) , e de fissão espontânea. Existem ainda os nêutrons provenientes da radiação cósmica que funcionam como radiação de fundo⁽¹⁾.

A.1.1. Fontes (α, n) : São fontes preparadas a partir da mistura de um nuclídeo emissor α (^{226}Ra , ^{210}Po , ^{239}Pu , ^{241}Am) com outros elementos na forma de pó, que são usados como alvos (Be, Li, Na, F)⁽²⁾.

Os nêutrons emitidos apresentam um espectro contínuo e a intensidade das fontes são expressas em função da quantidade de substâncias emissoras α .

Devido à alta toxicidade dos elementos pesados, essas fontes são seladas em cápsulas de metal. As fontes radioativas produzidas a partir deste processo apresentam diferentes propriedades, por exemplo:

- as fontes de RaBe apresentam uma alta atividade para nêutrons mas também uma alta taxa de produção de raios gama de fundo;
- as fontes de PuBe, por sua vez, apresentam uma baixa produção de γ 's mas também um baixo rendimento para nêutrons;
- as fontes de PoBe apresentam um baixo fundo gama mas apresentam a desvantagem de possuírem meia vida muito curta (138 dias para o ^{210}Po);
- as fontes de AmBe apresentam a vantagem de possibilitar a obtenção de fontes muito intensas e com meias-vidas muito longas (~432 anos), entretanto, apresentam dimensões bastante grandes, o que faz com que não possam ser

consideradas pontuais, quando se pensa na calibração de instrumentos dosimétrico. Um outro ponto a respeito destas fontes é o fato de possuírem um espectro com energia média maior (4,3 MeV) do que a energia média do espectro de nêutrons de evaporação (2,1 MeV), que é a melhor aproximação para monitoração de pessoal em ambientes vizinhos a reatores e aceleradores, nos quais não se conheça o espectro verdadeiro.

A.1.2.Fontes (γ ,n): São fontes preparadas de modo parecido às fontes (α ,n), com a diferença que se pode utilizar apenas alvos de berílio e deutério para a sua confecção uma vez que a irradiação da maior parte dos emissores γ , têm energia não superior a 4 MeV e para outras substâncias alvo o limiar para a fotoprodução de nêutrons tem um valor maior que este⁽³⁾.

Estas fontes apresentam, em geral, um alto fundo de gama e a desvantagem de terem sempre uma meia vida muito curta para os emissores γ o que resulta em fontes com meia vida também muito curta e de baixa atividade pois a atividade das fontes é proporcional à quantidade de material emissor γ presente na amostra. A maior vantagem destas fontes advém da produção de nêutrons praticamente monoenergéticos.

A.1.3.Aceleradores: Feixes de partículas carregadas de alta energia emitidos por aceleradores são utilizados para a produção de nêutrons através do choque das partículas aceleradas com alvos que podem ser constituídos de diversos elementos. Estes nêutrons são produzidos a partir de reações do tipo: (α ,n), (α ,2n), (p,n), (γ ,n) e (d,n); com estas reações se pode produzir feixes monoenergéticos que cobrem um amplo intervalo de energia⁽⁴⁾.

A.1.4.Reatores: No caso da fissão que ocorre em um reator nuclear, se produz nêutrons com um certo espectro de energia⁽⁵⁾. Desses, através de canais oportunos em direta comunicação com o núcleo do reator, é possível se obter feixes de nêutrons bastante intensos.

A.1.5.Fontes a fissão espontânea: Juntamente com as fontes de nêutrons anteriormente vistas podemos citar aquelas obtidas com elementos transurânicos, que sofrem fissão espontânea, com um espectro neutrônico símile àquele produzido em reatores. Estas fontes são usadas em geral como padrões para a calibração de outras fontes neutrônicas⁽⁵⁾.

A.2.Classificação dos nêutrons de acordo com os intervalos de energia

Encontra-se na literatura diversas classificações de nêutrons de acordo com as suas energias. Estas classificações consideram os diferentes processos de interação dos nêutrons com a matéria que são definidas a partir da energia dos mesmos.

Um exemplo destas definições é aquela apresentada por Beckurtz⁽⁷⁾ e que considera apenas cinco intervalos significativos de energia para nêutrons:

- nêutrons térmicos: $E_n \leq 0,025 \text{ eV}$
- nêutrons epitérmicos: $0,025 \text{ eV} \leq E_n \leq 10 \text{ keV}$
- nêutrons lentos: $10 \text{ keV} \leq E_n \leq 100 \text{ keV}$
- nêutrons rápidos: $100 \text{ keV} \leq E_n \leq 10 \text{ MeV}$
- nêutrons relativísticos: $E_n \geq 10 \text{ MeV}$.

Para o desenvolvimento do trabalho aqui apresentado dividimos o espectro de nêutrons em apenas três faixas energéticas:

- nêutrons térmicos: $E_n \leq 0,5 \text{ eV}$
- neutrons epitérmicos: $0,5 \text{ eV} \leq E_n \leq 100 \text{ keV}$
- nêutrons rápidos: $100 \text{ keV} \leq E_n \leq 20 \text{ MeV}$.

Nêutrons térmicos são aqueles que por definição estão em equilíbrio térmico com a matéria, ou seja, têm velocidade comparável àquela das moléculas dos gases à temperatura ambiente ($\sim 2200 \text{ m/s}$). A energia média de tais nêutrons então seria $0,025 \text{ eV}$. Para fins de realização deste trabalho consideramos como nêutrons térmicos não apenas aqueles que possuem esta energia, mas sim todo o intervalo de energia abaixo da energia de corte do cádmio ($\sim 0,5 \text{ eV}$ para 1 mm de cádmio)⁽⁸⁾.

Foram considerados aqui como nêutrons epitérmicos aqueles que se encontram no intervalo de energia entre 0,5 eV e o limiar de detecção do CR-39 (~100 keV) que é o material detector utilizado neste trabalho para a faixa de energia rápida⁽⁹⁾.

A terceira faixa energética definida por nós foi aquela denominada de nêutrons rápidos. Esta faixa se encontra entre cerca 100 keV e 20 MeV. Neste intervalo o tipo de interação mais comum é a produção de núcleos de recuo. Devemos ressaltar aqui o fato de nêutrons com energia maior do que aproximadamente 10 MeV apresentarem uma forte concorrência de reações (n,2n) e fragmentação de núcleos, que, entretanto, para o detector estudado e com as técnicas de análise empregadas, não se verificam diferenças de detecção.

A.3. Interação de nêutrons com a matéria. Principais processos para energias abaixo de 20 MeV^(10,11,12).

Os processos de interação de nêutrons com a matéria são muitos e são dependentes da energia dos nêutrons incidentes e da substância que está sendo atravessada.

Analisando as interações a partir da energia dos nêutrons incidentes em uma substância qualquer e considerando apenas as interações de maior interesse para este trabalho podemos citar para os intervalos energéticos térmico, epitérmico e rápido de acordo com as definições acima citadas os seguintes processos de interação: captura neutrônica, choque elástico, choque inelástico, reações nucleares e absorção por ressonância.

A.3.1. Captura neutrônica:

Quando estes possuem a energia térmica do meio em que se encontra existe a possibilidade dos nêutrons que estão nas proximidades de núcleos atômicos serem capturados com a conseqüente formação de um núcleo composto que se desexcita emitindo radiação γ . Este processo recebe o nome de captura neutrônica. Para núcleos leves podem ocorrer ainda reações do tipo (n,p); no caso

do boro e do lítio ocorrem ainda reações (n,α) e, em certos núcleos pesados, a captura de nêutrons térmicos pode provocar a fissão nuclear.

Examinando a ionização resultante das interações entre nêutrons e a matéria podemos dizer que esta é quase que inteiramente secundária, ou seja, no choque elástico de nêutrons com a matéria, o nêutron cede energia ao núcleo de recuo, o qual ioniza o meio. No caso do choque inelástico, de captura ou de reações nucleares a ionização se dá através de partículas carregadas emitidas pelo núcleo excitado. Se então a reação é do tipo (n,γ) a ionização que é provocada dependerá da interação dos fótons com a matéria.

A perda de energia dos nêutrons assim como dos fótons advém apenas durante a interação destes com a matéria não ocorrendo, portanto, um processo contínuo de perda de energia como ocorre com as partículas α e β .

A.3.2. Choques elástico e inelástico:

Nêutrons, por não terem carga, podem passar muito próximos aos próprios núcleos constituintes da matéria sem interagir com o campo elétrico dos mesmos. Este fato pode produzir interações que podem ser consideradas como choques com estes núcleos. Estes choques podem ser elásticos, quando se conserva a energia cinética do sistema projétil-alvo, ou seja nêutron-núcleo. A energia perdida pelo nêutron em tal interação é grande se as massas que se chocam são da mesma ordem de grandeza, e é desprezível quando a massa do núcleo é muito grande. Tal energia se encontra posteriormente sob forma de energia cinética do núcleo que recua.

Do visto, as substâncias com alto número atômico são de baixa utilidade para a moderação de nêutrons, enquanto que substâncias com baixo número atômico podem ser bastante eficazes. Na interação com núcleos de hidrogênio, por exemplo, a energia média transferida ao núcleo é da ordem de $2/3$ a energia inicial do nêutron.

Os choques podem ser também inelásticos quando a energia do sistema nêutron-alvo não se conserva. Neste caso o núcleo fica em um estado excitado e se desexcita por emissão de raios γ .

Para que este processo se verifique é preciso que o nêutron possua energia suficiente para excitar o núcleo. O primeiro estado excitado fica em torno de 100 keV acima da energia do estado fundamental nos elementos pesados, enquanto que é de 3 a 4 MeV em elementos leves. Este processo, portanto, é muito mais eficiente para substâncias com alto número atômico. Do ponto de vista da energia dos nêutrons este processo é mais importante para nêutrons rápidos, ou seja, com energia maior de 1 MeV e a sua probabilidade de ocorrência aumenta em função da energia do nêutron incidente.

A.3.3. Absorção por ressonância:

Quando um nêutron tem energia exatamente igual àquela de um dos níveis energéticos dos núcleos do meio em que se encontra ou que incide, existe uma alta probabilidade destes serem absorvidos pelo núcleo. Esta probabilidade é bem maior mesmo do que aquela para energias ligeiramente diferentes. Para nêutrons da faixa epitérmica este processo pode ser considerado como um processo significativo.

A.3.4. Reações nucleares:

Além dos processos anteriormente mencionados e que são reações nucleares com denominações diferentes, podemos citar outras reações com nêutrons. Para nêutrons de energia entre 9 e 20 MeV, temos reações do tipo (n,2n), enquanto que para valores mais altos de energia, se verificam processos ainda mais complexos como a fragmentação de núcleos com emissão de fragmentos mais leves, ou seja, a evaporação múltipla.

Referências bibliográficas

1. International Commission on Radiological Protection **Recommendations of the ICRP**. Oxford, 1990. (ICRP 60)
2. Ing, H.; Piesch, E. Status of Neutron Dosimetry Radiation Protection Dosimetry. **Radiat. Prot. Dosim.** 10(1/4):5-15, 1985.
3. Dörschel, B. Radiation Protection Dosimetry of Photon and Neutron Radiation - requirements and present state. **Kerntechnik** 58(4):209-15, 1993.
4. International Commission on Radiation Units and Measurements **Determination of Dose Equivalents Resulting from External Radiation Sources**. ICRU Report 39, Bethesda. MD:ICRU Publications, 1985. (ICRU 39)
5. Noccioni, P. **Il Rivelatore a Gocce Surriscaldate: Efficienza di Rivelazione**, Pisa 1992 (Tesi di Laurea apresentada à Facoltà di Ingegneria dall'Università degli Studi di Pisa).
6. Laitano, R.F. **Caratteristiche delle Diverse Grandezze a Tutt'oggi Usate, o Proposte per l'uso Nella Dosimetria in Radioprotezione**. ENEA RT/PAS/85/35, 1985.
7. Harvey, J.R. The Individual Monitoring Quantities for Neutrons and its Relationship with Fluence. **Radiat. Prot. Dosim.** 20(1/2):19-24, 1987.
8. Portal, G. Implications of the ICRU 39 for Radiation Protection Instrumentation. **Radiat. Prot. Dosim.** 23(1/4):99-103, 1988.
9. Wagner, S.R. Individual Monitoring for Neutrons: Pratical Measurements, ICRU recommended Quantities and Limited Quantities. **Radiat. Prot. Dosim.** 23(1/4):105-8, 1988.
10. Lorch, E.A. Neutron Spectra of Am/B, Am/Be, Am/F, Cm/Be, Pu/C and Cf Isotopic Neutron Sources. **Int. J. Appl. Radiat. Isot.** 24:585-91, 1973.
11. De Pangher, J.; Tochilin, E. **Neutron Sources**. In: radiation Dosimetry III Second Edition. Edited by Attix, F.H.; tochilin, E.; Academic Press, New York and London, pag 309-50 (1969).
12. Sims, C.S.; Swaja; Weng, P.S. Personnel Neutron-Gamma and Criticality Accident Dosimetry in Perspective. **Nucl. Sci. J.** 24(2):113-40, 1987.
13. Fratin, L. **Dosimetria de nêutrons**, São Paulo, 1993 (Tese de doutoramento apresentada ao Instituto de Física da Universidade de São Paulo).
14. Pelliccioni, M. **Metodi di Dosimetria dei Neutroni in Elementi di Dosimetria delle Radiazioni**, pag:295-369, Editado por: ENEA- Comitato Nazionale per la Ricerca e per lo Sviluppo dell'Energia Nucleare e delle Energie Alternative, Roma, 1983.

15. Beckurtz, K.H.; Wirtz, K. **Neutron Physics**. Springer-Verlag, Berlin Göttingen-Heidelberg - New York (1964).
16. Fajardo, P.W.; Mauricio, C.L.P. **Calibração de um dosímetro de Albedo no Cíclotron CV-28. IEN-30**. Rio de Janeiro, data.
17. Burger, G.; Grinauer, F.; Parentzke, H. **The Applicability of Track Detectors in Neutron Dosimetry**. In Proceedings of Symp. On Advances in Physical and Biological Radiation Detectors, IAEA, Vienna, 349-52, 1971.
18. Prevo, P.; Dahl, R.E.; Yoshikawa, H.H. Thermal and Fast Neutron Detection by Fission-Track Production in Mica, **J. Appl. Phys.** **35**:2636-38, 1964.
19. Pretre, S.; Tochilin, E.; Goldstein, N. **A Standardized Method for Making Neutron Fluence Measurements by Fission Fragment Tracks in Plastics. A Suggestion for an Emergency Dosimeter with Rad Response**. In Proceedings of the First Intern. Congr. IRPA, Rome, 1966, Part L, 491. New York: Pergamon Press.
20. Lone, M.A.; Santry, D.C.; Inglis, W.M. MeV Neutron Production from Thermal Neutron Capture in Li and B Compounds **Nucl. Instrum. Met.** **174**:521-29, 1980.
21. Piesch, E.; Al-Najjar, S.A.; Ninomiya, K. Neutron Dosimetry with CR-39 Track Detectors using Electrochemical Etching: Recent Improvements, Dosimetric Characteristics and Aspects of Routine Application **Rad. Prot. Dosim.** **27(4)**:215-30, 1989.
22. Gibson, J.A.B. Individual Neutron Dosimetry **Rad. Prot. Dosim.** **23(1/4)**:109-15, 1988.
23. Schöder, O.; Schmitz, T. Can a Personal Dosemeter for Neutron Radiation Based on a Semiconductor Chip Match the New ICRP Recommendations **Rad. Prot. Dosim.** **54(3/4)**:361-4, 1994.
24. Barthe, J.; Bordy, J.M.; Mourgues, M.; Lahaye, T.; Boutruche, B.; Segur, P. New Devices for Individual Neutron Dosimetry **Rad. Prot. Dosim.** **54(3/4)**:365-8, 1994.
25. Silveira, F.A.M.; Baffa, O. Lyoluminescence and ESR Measurements on Alanine and Sucrose Dosimeters **Applied Rad. and Isotopes** **46(8)**:827-30, 1995.
26. Booth, L.F.; Johnson, T. I.; Attix, F. H. Lithium Fluoride Glow Peak Growth Due to Annealing **Health Phys.** **23**:137-42, 1972.
27. Tatch, B. **Étude et élaboration d'un dosimètre basé sur l'émission exoelectronique thermostimulée du fluorure de lithium**, França, 1982 (Tese de doutorado apresentada ao Institut National Polytec. De Grenoble).
28. Goldfinch, E.P. **Solid State Dosimetry** in: Proceedings of the 10th International Conference on Solid State Dosimetry, Washington D.C. 1992 (Rad. Prot. Dos. v.47(1-4), 1993).

29. Gross, B. Radiation-Induced Charge Storage and Polarization Effects in Electrets in **Electrets cap IV** editor: G.M. Sessler. Springer-Verlag Berlin Heidelberg New York 1980, pag:217-284
30. Eisenhauer, C.M.; Hunt, J.B.; Schwartz, R.B. Calibration Techniques for Neutron Personal Dosimetry. **Radiat. Prot. Dosim.** **10(1/4):43-57**, 1985.
31. Schraube, H.; Grünauer, F.; Burger, G. Calibration Problems with Neutron Moderator Detectors. In **Neutron Monitoring for Radiation Protection Purposes**. STI/PUB/318 (Vienna: IAEA) p:453-64(1973).
32. Hunt, J.B. The Calibration of Neutron Sensitive Spherical Devices. **Radiat. Prot. Dosim.** **80:239-51**, 1984.
33. Schraube, H.; Chartier, J.L.; Cosack, M.; Delafield, H.J.; Hunt, J.B.; Schwartz, R.B. Calibration Procedures for Determining the Radiation Response Characteristics of Neutron Measuring Devices Used for Radiation Protection. **Radiat. Prot. Dosim.** **23(1/4):217-21**, 1988.
34. Draft Standard Proposal - **Procedures for Calibration and Determining the Response of Neutron Measuring Devices Used for Radiation Protection**. ISO/TC85/SC2/WG@/SG 3(b) (1989).
35. Hunt, J.B. **The Calibration and Use of Long Counters for the Accurate Measurements of Neutron Flux Density**. NPL Report RS5, 1976.
36. Eisenhauer, C.; Schwartz, R.B.; McCall, R.C. Measurements of Neutrons Reflected from the Surface of a Calibration Room. **Health Physics** **42:489**, 1981.
37. Eisenhauer, C.M.; Schwartz, R.B.; McCall, R.C. Effect of Air Scatter on Calibration of Instruments for Detecting Neutrons. **Radiat. Prot. Dosim.** **19:77-85**, 1987.
38. ISO/DIS 8529 **Neutron Reference for Calibrating Neutron Measuring Devices Used for Radiation Protection Purposes and for Determining their Response as a Function of Neutron Energy**. ISO Draft International Standard (1986).
39. IEC **Portable Neutron Dose Equivalent Rate Meters for Use in Radiation Protection**. IEC 45b (International Electrotechnical Commission (Central Office) 76. (1988).
40. Blanford, G.E.; Walker, R.M.; Wefel, I.P. Track Etching Parameters for Plastics. **Rad. Eff.** **3: 267**, 1970.
41. Martin, C.S.; Mazzei, R.; Bernaola, O.A.; Bourdin, J.C. Solvent Effect in Nuclear Track Development. **Nucl. Tracks Radiat. Meas.** **13(1):71-5**, 1987.
42. Tommasino, L. **Electrochemical Etching of Damaged Track Detectors by H.V. Pulse and Sinusoidal Waveforms**. CNEN Casaccia, Lab. Dosimetria e Standardizzazione, Internal Report, Roma, 1970.
43. Tommasino, L.; Arnellini, C. A new Etching Technique for Damage Track Detectors. **Radiat. Eff.** **20:253-5**, 1973.

44. Tommasino, L. Etched Track Techniques in Radiation Dosimetry. **Radiat. Prot. Dosim.** 17:135-8, 1987.
45. Piesch, E.; Al-Najjar, S.A.; Ninomiya, K. Neutron Dosimetry with CR-39 Track Detectors Using Electrochemical Etching: Recent Improvements, Dosimetric Characteristics and Aspects of Routine Application. **Rad. Protec. Dosimetry**, 27(4):215-30, 1990.
46. Cross, W.G.; Arneja, A.; Kim, J.L. The Neutron Energy and Angular Response of Electrochemically Etched CR-39 Dosemeters. **Rad. Protection Dosimetry**, 20(1/2):49-55, 1987.
47. Tommasino, L.; Zapparoli, G.; Griffith, R.V.; Djefal, S.; Spiezia, P. **Personal Neutron Dosimetry by CR-39 Plastics with Chemical Etching, Electrochemical Etching and their Combination**. In: Radiation Protection Association: Proceedings of the 6th International Congress on ... held in Berlin, 7-12 May, 1984. Koeln, Compacts ISBN, v.3 pag 1201-4.
48. Tommasino, L.; Zapparoli, G.; Spiezia, P.; Griffith, R.V.; Espinosa, G. Different Etching Processes of Damage Track Detectors for Personnel Neutron Dosimetry **Nuclear Tracks and Rad. Meas.** 8(1-4):335-9, 1984.
49. Piesch, E.; Al-Najjar, S.A.; Józefiwicz The Two-Step Electrochemical Etching Technique Applied for Polycarbonate Track Etched Detectors. **Nucl. Tracks Radiat. Meas.** 19(1-4):205-10, 1991.
50. Cartwright, B.G.; Shirk, E.K.; Price, P.B. A Nuclear Track Recording Polymer of Unique Sensitivity and Resolution. **Nucl. Instr. Meth.** 153:457-60, 1978.
51. Vukovic The Application of SSNTDs and Nuclear Emulsions in the Life Sciences. **Nucl. Tracks Radiat. Meas.** 17(1):61-4, 1990.
52. Assunção, M.P.M. **Desenvolvimento da Técnica da Radiografia com Nêutrons pelo Método do Registro de Traços Nucleares**, 1992 (Dissertação de mestrado apresentada ao Instituto de Física da Universidade de São Paulo).
53. Baiocchi, P.; Cecchini, S.; Dekhissi, H.; Garutti, V.; Giacomelli, G.; Gianni, G.G.; Katsavounidis, E.; Iori, G.; Patrizii, L.; Popa, V.; Serra, P.; Togo, V.; Valdré, U.; Vilela, E. Calibration with Relativistic and Low Velocity Ions of a CR-39 Nuclear Track Detector **Rad. Meas.** 25(1-4):145-50, 1995.
54. Vilela, E.C.; Beozzo, M. **Study on the Makrofol-DE Material for Fast Neutron Dosimetry Applications** In Proceedings of the Austrian-Italian-Hungarian Radiation Protection Symposium held in Austria, April, 1993, Obergurgl, v.3 pag. 99-102.
55. Cross, W.G.; Tommasino, L. Rapid Reading Technique for Nuclear Particle Damage Tracks in Thin Foils. **Rad. Eff.** 5:84-9, 1970.
56. Somogyi, G.; Medveczky, L.; Hunyadi, I.; Nyako, B. Automatic Spark Counting of Alpha-Tracks in Plastics Foils. **Nucl Track Detect.** 1:131-8, 1977.

57. Somogyi, G.; Tóth-Szilágyi, M.; Monnin, M.; Gourcy, J. Non-Etching Nuclear Track Visualization in Polymers: Fluorescent and Dyed Tracks. **Nucl. Tracks**, 3:151-67, 1979.
58. Bauer, R.; Kremenek, J.; Piskor, S.; Svoboda, Z.; Skaba, V. An Automatic Nuclear Emulsion Scanner with moving Microscope. **Nucl. Instrum. Meth.**, 157:83-92, 1978.
- × 59. Vilela, E.C. **Detecção de Nêutrons Rápidos Utilizando Detectores Sólidos de Traços Nucleares**, São Paulo, 1990 (Dissertação de mestrado apresentada ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares).
60. Burgkhardt, B.; Piesch, E.; Vilgis, M. Uncertainties of Measurements and Lower Detection Limit of Track Etched Detection Systems: Experimental Verification and Consequences for Intercomparison Experiments. **Radiat. Prot. Dosim.** 47:135-8, 1993.
61. Lembo, L.; Civolani, O.; Patrizii, L.; Lodi, G. Improvement on CR-39 Manufacturing for Neutron Dosimetry Applications. **Nucl. Tracks** 12(1-6):633-6, 1986.
62. Padilha, M.C. **Detecção de Nêutrons Utilizando CR-39**, 1992 (Dissertação de mestrado apresentada ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares).
63. Schuhmacher, H.; Alberts, W.G. Reference Neutron Fields with Energies up to 70 MeV for the Calibration of Radiation Protection Instruments **Radiat. Prot. Dosim.** 42:287-90, 1992.
64. Menezes, M.O. **Desenvolvimento e Aplicação da Técnica de Radiografia com Nêutrons por Conversão Direta e Indireta**, 1993 (Dissertação de mestrado apresentada ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares).
65. Zahn, G.S. **Desenvolvimento de um Monitor de Área para Nêutrons Utilizando Detector Sólido de Traços Nucleares**, 1994 (Dissertação de mestrado apresentada ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares).
66. Cruz, M.T.; Fratin, L. Establishment of a Procedure for Calibrating Neutron Monitors at the Physics Institute of University of São Paulo, Brazil. **Radiat. Prot. Dosim.** 44(1-4):143-6, 1992.

15 JUL 1996