

IRD-CNEN-NT-014/87

DOSIMETRIA INDIVIDUAL DE NEUTRONS

C. L.P. MAURICIO

EDITOR: CNEN/IRD/DETAC
DEPARTAMENTO DE TREINAMENTO E APOIO CIENTIFICO
DIVISÃO DE DOCUMENTAÇÃO CIENTIFICA E PUBLICAÇÕES
ENDEREÇO: AV DAS AMERICA, KM11,5
BARRA DA TIJUCA - CP 37025
22602 - RIO DE JANEIRO- RJ
TELEFONE: (011) 342-5252

PERIODICIDADE: IRREGULAR

DISTRIBUIÇÃO : GRATUITA

RESPONSÁVEL: SILENE ELIAN
VANIA LUCIA DIZ

REPROGRAFIA: ERLI DOS SANTOS MARCHON

Maurício, C.L.de Pinho
Dosimetria individual de neutrons.
Claudia Lucia de Pinho Mauricio. Rio
de Janeiro, IRD, 1987.

1. Dosimetria-neutrons

CDD 539.77

DOSIMETRIA INDIVIDUAL DE NEUTRONS

CLÁUDIA LÚCIA DE PINHO MAURÍCIO



**WHO COLLABORATING
CENTER FOR SECONDARY
STANDARD RADIATION
DOSIMETRY**



**IAEA DESIGNATED
SECONDARY STANDARD
DOSIMETRY LABORATORY**

INSTITUTO DE RADIOPROTEÇÃO E DOSIMETRIA

Rio de Janeiro

1987

SUMÁRIO

RESUMO	ii
ABSTRACT	iii
INTRODUÇÃO	01
1-GRANDEZAS E UNIDADES EM DOSIMETRIA INDIVIDUAL DE NEUTRONS	03
2-OS DOSÍMETROS INDIVIDUAIS DE NEUTRONS	08
3-DOSIMETRIA DE ALBEDO	11
4-TÉCNICAS DE CALIBRAÇÃO	17
4.1-Calibração em Laboratório	17
4.2-Calibração de Campo	19
5-O DOSÍMETRO DE ALBEDO DO IRD	25
5.1-Descrição	25
5.2-Propriedades Dosimétricas	27
5.3-Calibração	29
APENDICE : GLOSSÁRIO	32
BIBLIOGRAFIA	39

RESUMO

Os conceitos e desenvolvimentos mais importantes na área de dosimetria individual de neutrons são apresentados, especialmente as propriedades dosimétricas da técnica de albedo. O principal problema desta técnica é a calibração do dosímetro de albedo nos arredores de cada fonte de neutrons. São discutidas algumas das técnicas de calibração mais empregadas.

O dosímetro de albedo utilizado pelo Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD/CNEN) para a dosimetria individual rotineira de neutrons é descrito em detalhes. São discutidas suas propriedades dosimétricas e métodos de calibração.

ABSTRACT

The most important concepts and developments in individual neutron dosimetry are presented, especially the dosimetric properties of the albedo technique. The main problem in albedo dosimetry is to calibrate the dosemeter in the environs of each neutron source. Some of the most used calibration techniques are discussed.

The IRD albedo dosemeter used in the routine neutron individual monitoring is described in detail. Its dosimetric properties and calibration methods are discussed.

INTRODUÇÃO

Os trabalhadores expostos a neutrons representam uma minoria cada vez mais importante dentre aqueles expostos profissionalmente às radiações ionizantes. Além disso, as doses individuais devidas a neutrons não são necessariamente insignificantes.

Os neutrons estão presentes em várias áreas da atividade humana, ora como objeto principal e necessário, ora como subproduto indesejável. A exposição natural a neutrons deve-se à sua produção na estratosfera através de reações nucleares com prótons provenientes do sol e do cosmo. Como a maior parte destes neutrons é absorvida pela própria atmosfera, seu fluxo na superfície da Terra é pequeno (20microSievert/ano). Entretanto, a contribuição de neutrons aumenta com a altitude, atingindo um máximo de 18mSv/ano entre 4 e 10 km, faixa de operação dos aviões comerciais. Nesta altitude, um terço da taxa total de dose devida à radiação natural provém dos neutrons.

Os neutrons são utilizados em três áreas da atividade humana: industrial, científica e médica. Na primeira, destacam-se como mais importantes a geração de energia nuclear, a prospecção de petróleo e a neutronradiografia. No campo científico, os neutrons são utilizados em estudos de estrutura cristalina e molecular, estudos de fissão, física nuclear básica, radiobiologia e análises por ativação de diversos materiais, inclusive "in vivo". Em medicina, os neutrons são usados em neutronradioterapia e aparecem como subproduto indesejável em feixes de elétrons e de fótons de alta energia.

No Brasil ainda não é usada a técnica de

neutronradioterapia. nem são muito numerosos os estudos científicos envolvendo neutrons. Mesmo assim, já se justifica uma preocupação com a dosimetria de neutrons, tendo em vista o início da utilização comercial da energia nuclear. o uso de fontes de neutrons com vários fins tecnológicos e científicos e a existência de alguns reatores de pesquisa e geradores de neutrons em operação regular.

O Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD/CNEN) vem desenvolvendo a dosimetria de neutrons há vários anos. Esta nota técnica destina-se a revisar os conceitos e desenvolvimentos mais importantes na área de dosimetria individual de neutrons e apresentar o dosímetro e os procedimentos utilizados no IRD.

1-GRANDEZAS E UNIDADES EM DOSIMETRIA INDIVIDUAL DE NEUTRONS

O objetivo primário da radioproteção é proteger os indivíduos, sua prole e a humanidade como um todo, enquanto houver atividades das quais possam resultar exposições. Operacionalmente, a radioproteção deve prevenir o surgimento de efeitos não estocásticos (que aparecem após um limiar de dose) e limitar a probabilidade de ocorrência de efeitos estocásticos (sem limiar) a níveis considerados aceitáveis¹.

Para atingir tais objetivos, é preciso:

- 1) identificar uma grandeza que possa ser relacionada diretamente com os efeitos causados pela radiação;
- 2) encontrar métodos, preferencialmente simples, para a medida desta grandeza.

A compreensão perfeita dos efeitos da radiação no Homem é extremamente difícil, devido à grande complexidade dos mecanismos biológicos. Desta forma, apesar das maiores incertezas envolvidas na dosimetria pessoal de neutrons: estarem relacionadas com a definição de uma grandeza que se relacione adequadamente com estes efeitos, os maiores esforços têm sido concentrados nos métodos de medida².

De qualquer modo, é necessário escolher uma grandeza. Uma grandeza bastante utilizada é a dose absorvida (D). Contudo, a sua correlação com os efeitos da radiação depende do tipo da radiação em questão. Esta característica é pouco adequada para a sua administração em radioproteção. A grandeza que independe do tipo de radiação para efeitos estocásticos foi definida através da multiplicação da dose absorvida por fatores modificantes, e chamada

dose equivalente (H)¹ (Veja "Normas Básicas de Proteção Radiológica" - Resolução CNEN-6/73):

$$H = D \cdot Q \cdot N,$$

onde Q é o fator de qualidade da radiação, que está relacionado com a distribuição microscópica da energia absorvida e N um conjunto de fatores modificantes. Esta é a grandeza atualmente em uso na radioproteção. Ambas as grandezas, D e H, têm a mesma dimensão de energia por massa, e no S.I. a unidade destas é o J/kg. Para evitar equívocos, a 15^a Conferência Geral de Pesos e Medidas (15^a CGPM) em 1975 adotou o nome Gray (1Gy=1J/kg) para a unidade de dose absorvida e a 16^a CGPM em 1979 adotou o nome Sievert (1Sv=1J/kg) para a unidade de dose equivalente³.

A dose equivalente é utilizada para exposições crônicas baixas, onde prevalecem os efeitos estocásticos, e a dose absorvida para altas exposições acidentais, onde efeitos não estocásticos são mais importantes. Principalmente no caso de neutrons, a dose equivalente é muito mais adequada para radioproteção de rotina⁴, uma vez que o fator de qualidade é sempre maior do que 1, podendo ultrapassar 10. Entretanto, ainda é a dose absorvida que melhor indicará as prováveis consequências imediatas de uma alta exposição acidental a neutrons¹.

Os regulamentos gerais de radioproteção são baseados na publicação 26 da ICRP¹, que enuncia os chamados limites primários de exposição dos indivíduos à radiação, em termos de dose equivalente em tecidos e no corpo inteiro. Os limites secundários para radiação externa são dados em termos de índice de dose equivalente profunda e superficial. Na prática, como nenhuma destas grandezas pode ser medida diretamente (par.5 da ICRP35⁵), é conveniente usar limites

derivados, calculados com a ajuda de um modelo, que fornecerá um elo quantitativo entre uma determinada medida e o limite de dose equivalente^{5,6}.

Como qualquer grandeza, é necessário especificar as condições de medida, uma vez que, de outra forma, não é possível a comparação entre os resultados de várias medidas. Esta exigência é ainda mais importante para neutrons do que para outros tipos de radiação ionizante.

As contribuições, para a dose absorvida, de radiações secundárias originadas em um corpo antropomórfico irradiado podem ser grandes comparadas com a dose absorvida produzida pela radiação incidente em um pequeno pedaço de tecido⁷. Em outras palavras, a razão entre "grandeza em presença de um corpo" e "grandeza na ausência de um corpo" pode ser muito grande para neutrons. Esta situação requer que a grandeza dose equivalente seja definida em um fantoma antropomórfico ou no próprio indivíduo exposto. Para a monitoração individual, poderia ser escolhida a dose equivalente a uma profundidade de 10mm no local mais exposto do tronco da pessoa exposta. Entretanto, não se conhece um monitor cuja indicação seja proporcional a esta grandeza, independentemente da energia e direção dos neutrons incidentes⁷. Deste modo, a única alternativa é calibrar os monitores em um campo de neutrons com distribuição espectral (energética e angular) semelhante ao campo de neutrons onde o mesmo será utilizado. Além disso, os monitores devem ser posicionados em um fantoma antropomórfico, de forma a sofrerem influência do campo de radiações secundárias geradas no corpo. Esta contribuição também dependerá, no entanto, do tamanho e da forma do fantoma escolhido, bem como de sua orientação no campo de radiação.

A grandeza normalmente utilizada na calibração de monitores de neutrons é a fluência. A sua distribuição energética e angular em cada ponto do espaço é uma boa caracterização do campo de neutrons. Através de fatores de conversão apropriados, é possível a obtenção das doses equivalentes.

Cross e Ing⁸ compilaram e calcularam valores de fatores de conversão de fluência para várias grandezas dosimétricas, em função da energia dos neutrons. Estas grandezas incluem tanto as definidas para um elemento de matéria ou pontuais (kerma, dose absorvida, fator de qualidade e dose equivalente), quanto as definidas para o corpo humano ou algum fantoma que o represente (dose equivalente efetiva, dose absorvida e dose equivalente máximas absorvidas e dose equivalente a 10mm de profundidade). Ainda nesse trabalho, são calculadas separadamente a distribuição de dose devida às partículas carregadas pesadas e à radiação gama produzidas no fantoma porque, em geral, a dose proveniente da radiação gama secundária é avaliada junto com os fótons incidentes, em outro monitor exclusivo para fótons.

Considerando-se que, na maioria das situações práticas, as exposições não resultam em uma deposição uniforme de energia no corpo, é mais conveniente limitar as exposições através da grandeza MADE (valor máximo da dose equivalente no corpo), já que esta representa uma opção conservativa. Para neutrons entre 20keV e 15MeV, que na prática são os maiores responsáveis pela dose equivalente, os valores máximos ocorrem por volta de 1cm abaixo da superfície, tanto para fantasmas cilíndricos quanto esféricos. Para neutrons de menor energia, o máximo pode ocorrer a profundidades de 3 a 5cm⁸. A maior limitação ao uso do

MADE é que doses máximas devidas a neutrons e gamas de várias energias podem não ser aditivas, por ocorrerem a profundidades diferentes. Isto é particularmente importante em altas energias. A 60MeV, por exemplo, a dose máxima devida a neutrons em um fantoma retangular de 30cm de espessura ocorre a 10cm de profundidade, enquanto que a 400MeV, a dose não chega a atingir um máximo dentro do corpo^{9,10}. Desta forma, para exposições com amplo espectro de energia, o MADE só pode ser empregado com restrições.

A leitura de um instrumento calibrado em MADE e cuja resposta idealmente não dependa da energia e do ângulo de incidência, quando exposto a um campo homogêneo, mas não paralelo e/ou com várias energias, corresponde à soma de todas as componentes do campo. Esta grandeza é definida como MADE "ceiling"¹¹ e é sempre uma superestimativa do MADE.

2-OS DOSÍMETROS INDIVIDUAIS DE NEUTRONS

Historicamente, o primeiro tipo de detector utilizado rotineiramente como dosímetro pessoal de neutrons foi a emulsão nuclear. Neste tipo de detector ocorrem reações de espalhamento elástico entre os neutrons incidentes e os átomos de hidrogênio da emulsão, gerando prótons de recuo. Esses prótons de recuo produzem traços no filme que, quando revelados, tornam-se visíveis e podem ser contados com a ajuda de um microscópio ótico comum. A dose de neutrons é proporcional à densidade de traços. As desvantagens deste método são bem conhecidas¹². As emulsões nucleares não são sensíveis a neutrons com energias menores que 0.5MeV e são extremamente sensíveis à radiação gama de baixa energia, alcançando sua densidade ótica de saturação com uma pequena exposição. Além disso, o filme apresenta rápido desvanecimento da imagem latente, principalmente em ambientes de alta temperatura e umidade, que pode ser reduzido selando-se o filme. Apesar destas desvantagens, as emulsões nucleares continuam a ser utilizadas, principalmente por seus excelentes resultados em condições controladas, onde haja predominância de neutrons de alta energia e pouca contribuição gama, como por exemplo em torno de aceleradores de alta energia².

As dificuldades encontradas no emprego das emulsões, principalmente sua falta de sensibilidade a neutrons de baixa energia, estimularam novos desenvolvimentos em dosimetria pessoal de neutrons. A técnica mais empregada no momento é a de albedo. A dosimetria de neutrons de albedo é feita através da

detecção do fluxo térmico de neutrons refletidos (albedo) pelo corpo humano e será melhor descrita na próxima seção.

Outro tipo de dosímetro que vem sendo cada vez mais utilizado em monitoração pessoal de neutrons é o detector de traços. Estes detectores são constituídos de materiais isolantes; quando os neutrons interagem com estes, são gerados íons que causam danos no material. Íons também podem ser gerados em outros materiais colocados junto ao detector. Estes materiais são chamados conversores ou radiadores. Os primeiros dosímetros de neutrons do tipo traços usavam materiais físséis como radiadores (Np ou Th). Como a utilização de materiais radioativos em dosímetros pessoais de rotina não é aconselhável, foram desenvolvidos outros tipos de detectores que possibilitaram a contagem direta dos traços gerados pelos íons de carbono e oxigênio produzidos pelos neutrons rápidos no próprio detector.

A utilização de polícarbonetos e celulosas sensíveis a partículas alfa possibilitou a diferenciação dos traços de neutrons de baixa energia produzidos através de conversores (não radioativos) dos traços de neutrons rápidos produzidos diretamente no detector. Contudo, o maior avanço na dosimetria pessoal de neutrons com traços foi dado com a utilização de um polímero muito sensível, conhecido como CR-39, e que detecta eficientemente os prótons de recuo gerados no próprio detector¹³. No entanto, ainda persistem alguns problemas com a produção industrial deste material para fins dosimétricos. É preciso ainda reduzir seu "background", produzindo-se CR-39 mais homogêneo e com menor quantidade de defeitos superficiais. De qualquer modo, resultados recentes^{14,15} indicam já ser possível

detectar neutrons com energias menores do que 100keV.

Em todos os dosímetros de traços, é preciso, após a irradiação, atacar química ou eletroquimicamente (o que é mais eficiente)¹⁶ a superfície do detector, para que os danos (quebras de estrutura) aumentem até serem transformados em traços visíveis (furos), e possam ser contados, automática ou manualmente, através de microscópios ou leitoras de microfichas. A densidade de traços fornecerá uma estimativa quantitativa da dose de neutrons, como no caso das emulsões.

Outros tipos diferentes de dosímetros estão sendo pesquisados, visando possíveis aplicações futuras em dosimetria pessoal². Dentre estes, encontram-se os sofisticados contadores proporcionais de tecido equivalente (TEPC) acoplados a microprocessadores^{17/20} e o novíssimo e promissor detector de bolhas^{21,22}. Os TEPC funcionam como espectrômetros portáteis ("rem-meters" de bolso) e, atualmente, o maior problema para sua aplicação ainda é o seu alto custo. Barato e muito simples, o detector de bolhas é construído embebendo-se um polímero elástico com gotículas microscópicas de um líquido superaquecido. Quando um neutron choca-se com uma destas gotículas, esta explode formando uma bolha de gás visível a olho nu. O número de bolhas formadas é proporcional à dose recebida. A sensibilidade e dependência energética do dosímetro pode ser ajustada pelo fabricante^{21,22}.

3-DOSIMETRIA DE ALBEDO

A dosimetria de albedo baseia-se na moderação e reflexão, pelo corpo humano, dos neutrons incidentes. Este fenómeno cria, na superfície do corpo, um fluxo de neutrons térmicos e epitérmicos (neutrons de albedo). Deste modo, um detector de neutrons de albedo, posicionado na superfície do corpo, será capaz de fornecer informações sobre o fluxo de neutrons incidentes. O coeficiente de albedo, definido como a razão entre a fluência de neutrons térmicos refletidos pelo corpo e a fluência total de neutrons incidentes, varia, aproximadamente, de 0,8 para neutrons térmicos a 0,1 para neutrons de 1MeV²³.

Considerando-se os fatores de conversão fluência-dose equivalente⁴, a resposta esperada para um dosímetro de albedo tem a forma da curva da figura 1²³. A resposta é praticamente constante para neutrons térmicos e epitérmicos, decrescendo rapidamente para neutrons acima de 10keV, sendo menor do que 1% para neutrons com energia acima de 1MeV. De qualquer modo, por este método é possível detectar com grande eficiência neutrons de até 100keV, que são os maiores responsáveis pela exposição ocupacional a neutrons.

A dependência energética da resposta do albedo não pode ser significativamente melhorada pela otimização do projeto do dosímetro. Esta grande dependência energética limita sua aplicação a situações onde o espectro não varie muito. Entretanto, detectores adicionais podem ser incorporados ao albedo para fornecer informação sobre o espectro dos neutrons incidentes.

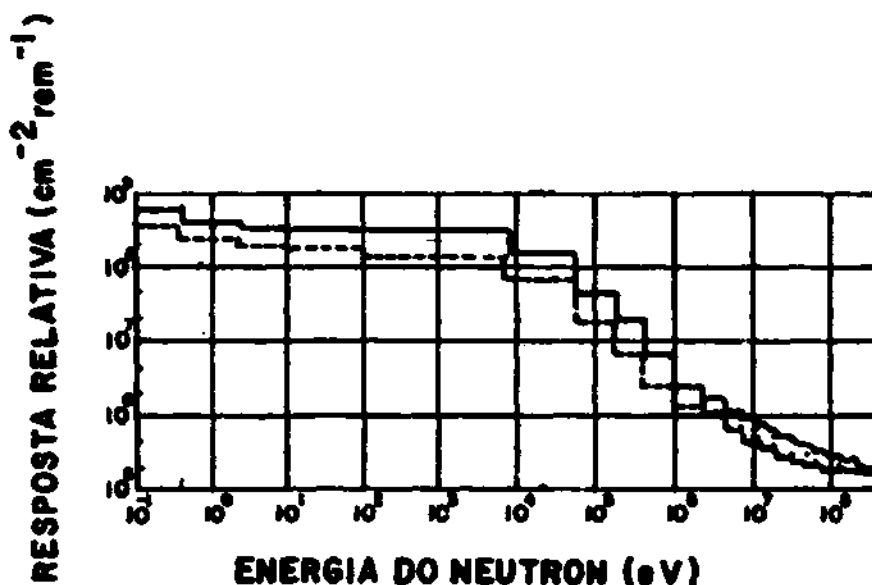


Figura 1 - Resposta relativa teórica do albedo por unidade de fluência em função da energia do neutron incidente para incidência normal e fluência isotrópica.

Em princípio, qualquer detector sensível a neutrons térmicos pode ser usado no dosímetro de albedo. Os dosímetros termoluminescentes de fluoreto de lítio (LiF) têm sido escolhidos preferencialmente, pois apresentam todos os requisitos indispensáveis para a monitoração individual, a saber:

- a) alta sensibilidade com dimensões reduzidas;
- b) discriminação de outros tipos de radiação em campos mistos;
- c) integração da exposição por período de, no mínimo, 4 semanas, sem desvanecimento ou decaimento significativo;
- d) fácil avaliação;
- e) pequena ou nenhuma ativação dos núclídeos do detector, para não aumentar significativamente a exposição do usuário.

Como o detector de LiF é bastante sensível tanto à radiação gama quanto a neutrons, utiliza-se, normalmente, um par ${}^6\text{LiF}$ - ${}^7\text{LiF}$, enriquecidos,

respectivamente, com os isótopos ${}^6\text{Li}$ e ${}^7\text{Li}$. O ${}^6\text{LiF}$ tem alta sensibilidade a neutrons de baixa energia, devido à reação ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$, cuja seção de choque (do tipo $1/v$, onde v é a velocidade do neutron incidente) é bastante elevada para neutrons térmicos (953 barns). O ${}^7\text{LiF}$ apresenta uma sensibilidade a neutrons muito baixa comparada à do ${}^6\text{LiF}$, atingindo no máximo 20% para energias menores que 15MeV ²⁴. Deste modo, a resposta do ${}^7\text{LiF}$ para neutrons, na prática, pode ser considerada desprezível, quando este é utilizado na técnica de albedo. Desta forma, quando avaliados em um leitor termoluminescente convencional, a luminescência apresentada pelo ${}^6\text{LiF}$ será devida tanto à interação do dosímetro com o campo de neutrons como com o de gama, e a do ${}^7\text{LiF}$ será atribuída exclusivamente à contribuição gama. A diferença entre estes dois sinais, quando normalizados, pode ser direta e linearmente relacionada com o fluxo de albedo, sem introduzir erro significativo na estimativa do fluxo incidente.

A dose mínima detectável por dosímetros de albedo que utilizam ${}^6\text{LiF}$ - ${}^7\text{LiF}$ pode ser menor do que 0.05mSv (5mrem). Eles podem ser utilizados também em dosimetria de acidentes, desde que sejam consideradas correções devidas à supralinearidade dos TLDs²⁵. Exposições múltiplas (ou muito elevadas) a neutrons resultam em um resíduo de trítio no TLD produzido pela reação ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$. Desta forma, o dosímetro começa a apresentar uma leitura de dose zero dependente do tempo de armazenagem entre o tratamento térmico (onde são apagadas as informações de irradiações anteriores) e a avaliação: o dosímetro passa a se auto-irradiar. Esta auto-irradiação pode ser uma outra forma de avaliação da alta dose recebida²⁶.

O tipo mais simples de albedo é composto apenas

por um par de detectores ^6LiF - ^7LiF colocado na superfície do corpo humano. A resposta deste dosímetro será a soma das respostas devidas aos neutrons térmicos incidentes e aos neutrons de albedo. Este sistema mostra-se exageradamente sensível a neutrons de baixa energia, o que não é de modo algum desejável, a não ser na monitoração direta de neutrons térmicos incidentes. Como, mesmo em áreas de reatores, uma fração substancial da dose equivalente é proveniente de neutrons intermediários, esta versão simples do dosímetro de albedo não é adequada. É preciso blindar os detectores para diminuir sua resposta aos neutrons térmicos incidentes.

Esta blindagem pode ser feita com materiais que apresentem seções de choque do tipo limiar (cádmio) ou do tipo $1/v$. Dos absorvedores tipo $1/v$, o mais usado como material de blindagem é o boro. Devido à forma de sua curva de seção de choque, o boro absorve mais neutrons na região onde o sistema é mais sensível e menos onde sua sensibilidade é menor. Assim, com o uso destes absorvedores, é possível diminuir o fluxo de neutrons de baixa energia incidentes no detector e favorecer a detecção de neutrons de maior energia. Neste modo, será obtida uma resposta quase plana para energias abaixo de algumas dezenas de keV. Se o sistema for totalmente blindado com boro, ele reproduzirá aproximadamente a curva teórica do albedo (figura 1), uma vez que ele não responderá mais aos neutrons incidentes.

Entretanto, como a blindagem reduz bastante a sensibilidade do sistema, é comum introduzir-se um corpo moderador para compensar esta perda. Hankins²⁷ mostrou que a adição de uma camada de até 2cm de polietileno ao dosímetro não altera sua dependência

energética e aumenta, de modo eficaz, sua sensibilidade, independentemente da energia dos neutrons incidentes. O efeito do moderador é semelhante ao deslocamento do detector para dentro do corpo humano (ou simulador) e pode aumentar até por um fator 10 a resposta do albedo. Foi constatado, no entanto, que a adição de moderador torna o sistema sensível a variações na distância dosmetro-corpo²⁷. Para minimizar o problema, os dosímetros devem ser usados em cintos presos ao corpo.




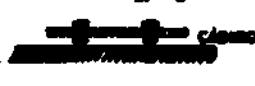


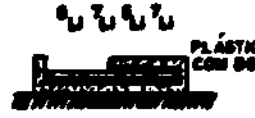
DOSÍMETROS DE ALBEDO	
RAMBERG 1973 (a)	
HARVEY 1973 (b)	
HECHER ENRICH 1971 (c)	
BRONCKEL 1977 (d)	
HEV 1972 (e)	
PEDCH BURKHARDT 1974 (f)	
PEDCH BURKHARDT 1982 (g)	

Figura 2 - Tipos de dosímetros de albedo com dosímetros termoluminescentes em blindagens de cádmio ou boro²³.

Alguns dos dosímetros de albedo desenvolvidos nos últimos 20 anos, usando principalmente detectores termoluminescentes de LiF e absorvedores de cádmio ou boro, são mostrados na figura 2. A principal diferença entre eles está, exatamente, na razão entre suas sensibilidades a neutrons térmicos e a neutrons intermediários e rápidos (figura 3).

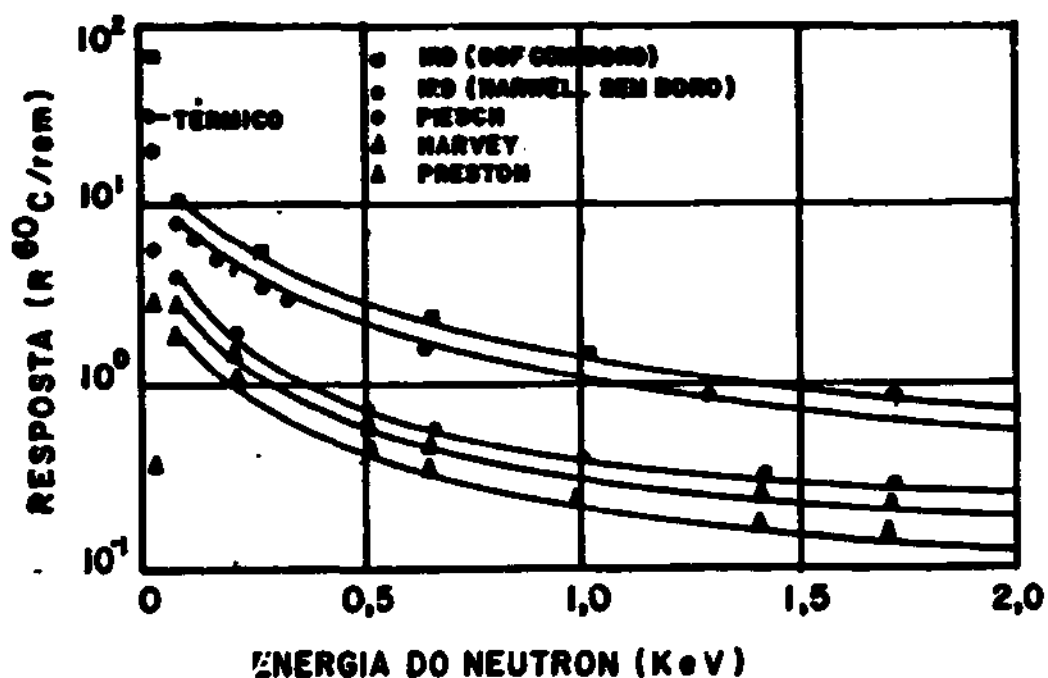


Figura 3 - Resposta de diferentes dosímetros de albedo (resultados de uma intercomparação realizada em Harwell em 1976)³⁹.

4-TECNICAS DE CALIBRAÇÃO

4.1-Calibração em Laboratório

Em princípio, a calibração de qualquer detector é muito simples. O dosímetro é colocado a uma determinada distância de uma fonte com taxa de emissão conhecida e irradiado por um certo tempo. Conhecendo-se o fluxo da fonte, a distância fonte-detector e o tempo de irradiação, pode-se calcular a fluência no dosímetro. Usando-se fatores de conversão fluência-dose equivalente, a dose equivalente à qual o dosímetro foi exposto é obtida. O fator de calibração para este dosímetro e esta fonte, nestas condições de irradiação, é obtido então, dividindo-se a dose equivalente calculada pela leitura do dosímetro.

Entretanto, há várias maneiras de se realizar cada uma destas etapas, conduzindo a calibrações diferentes. É importante usar sempre o mesmo processo, para que as calibrações sejam função apenas do tipo de dosímetro e do espectro de energia da fonte. Esta é a única forma de comparar dosímetros de diferentes laboratórios e de avaliar o desempenho de novos tipos de dosímetros.

As fontes de neutrons recomendadas para calibração em laboratório são: ^{252}Cf moderada com D₀, $^{241}\text{Am-B}$ e $^{241}\text{Am-Be}$ 27.28. A fonte de ^{252}Cf apresenta várias vantagens: espectro de neutrons similar ao da fissão do ^{235}U e muito bem conhecido; fontes disponíveis comercialmente com qualquer intensidade, tamanho pequeno e encapsulamento relativamente leve; emissão aproximadamente isotrópica de neutrons e contaminação gama menor do que em qualquer outra fonte.

Sua principal desvantagem é sua relativamente pequena meia-vida ($T_{1/2} = 2.6$ anos), o que requer trocas periódicas.

Para calibração de dosímetros de albedo, principalmente para utilização em espectros bastante moderados (como os encontrados em torno de reatores) é preferível usar fonte de ^{252}Cf moderada com $D_0^{29.30}$ (^{252}Cf no centro de uma esfera de 15cm de raio coberta com 0,51mm de cádmio), calibrada com grande exatidão antes de ser posta em uso. Para calibrações em áreas livres, a fonte deve ser colocada o mais alto possível para diminuir a contribuição de espalhamento pelo solo. Para calibrações em ambientes fechados é necessário subtrair a contribuição de espalhamento. Outras correções menores que podem ser feitas são: espalhamento no ar, anisotropia da emissão e espalhamento no encapsulamento da própria fonte.

Obviamente os dosímetros de albedo necessitam ser colocados em um fantoma para sua calibração. São recomendados fantasmas de Lucite ou Plexiglas, materiais de composição química semelhante à do tecido humano.

A resposta do albedo é influenciada pelo tamanho do fantoma e sua localização na superfície deste. Os parâmetros importantes são: a espessura do moderador, a forma geométrica do fantoma, a distância dosímetro-centro do fantoma e a quantidade de absorvedores adicionais colocados na superfície do fantoma. Para fantasmas cilíndricos de diâmetro entre 15 e 27cm não há variações significativas²³. A espessura do polietileno de um fantoma retangular deve ser de pelo menos 7,5cm²⁸. A resposta relativa do albedo para uma fonte de ^{252}Cf varia de 1: 1.1 e 1.35, quando colocados, respectivamente, em fantasmas esféricos, cilíndricos ou retangulares³¹. Para fantasmas retangulares, a posição

do dosímetro na superfície do fantoma é mais crítica, podendo haver diferenças de leitura de até 50%, devidas a diferenças entre as distâncias dosímetro-centro do fantoma. Para possibilitar a intercomparação entre resultados de diversos tipos de dosímetros de neutrons, a 'Health Physics Society Standards Committee (HPSSC)' recomenda o uso de um fantoma padrão escolhido na forma de um paralelepípedo regular de 40cmx40cmx15cm, com os dosímetros fixados em sua superfície frontal a mais de 10cm de suas bordas³².

De qualquer modo, o fantoma deve ser colocado em um local de pouco espalhamento e na mesma altura da fonte. A distância fonte-detector deve ser medida entre o centro da fonte e a face frontal do fantoma no ponto onde o dosímetro vai ser colocado. A face frontal do fantoma deve ser posicionada de forma a ficar perpendicular à linha fonte-centro do fantoma. A distância ótima para a irradiação é um compromisso entre requisitos conflitantes. Distâncias muito grandes levam a grandes correções de espalhamento e maiores períodos de irradiação. Distâncias muito curtas levam a uma irradiação não uniforme do fantoma e sérios desvios da lei do inverso do quadrado da distância, principalmente para fontes moderadas. Na maioria dos casos, 50cm é uma distância apropriada³².

4.2-Calibração de Campo

Na prática, os espectros reais de neutrons podem diferir muito do espectro próximo a uma fonte de calibração, devido às diversas contribuições de espalhamento(fig.4). Para a obtenção de melhores resultados na monitoração individual rotineira de

neutrons. é conveniente que cada tipo de dosímetro seja calibrado no próprio campo de interesse.

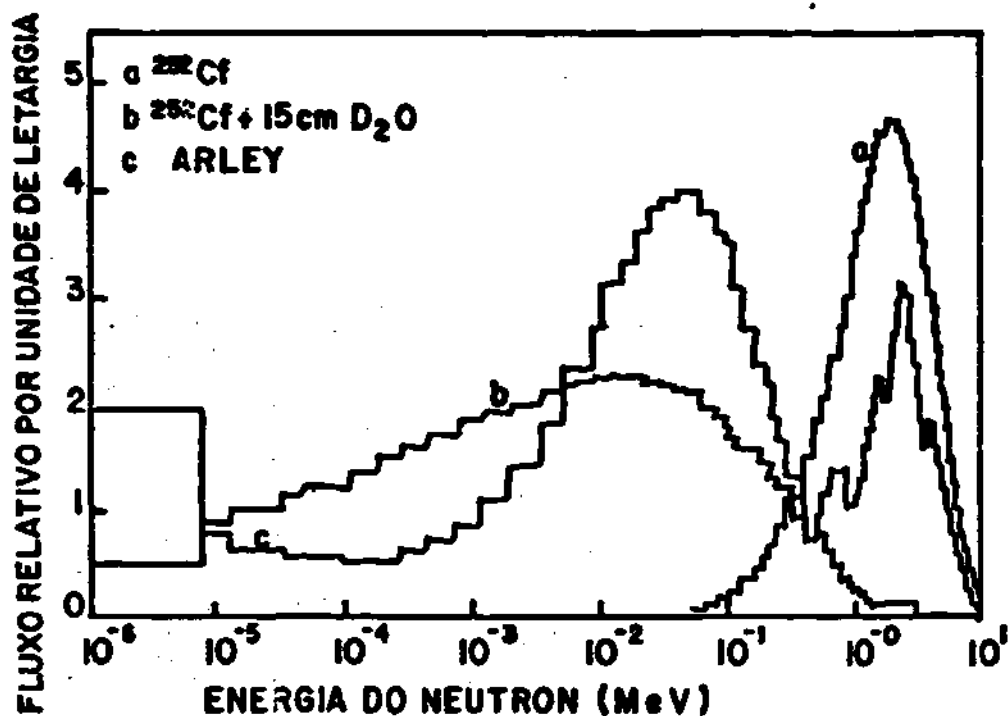


Figura 4 - Espectro de fluência de neutrons em função da energia dos neutrons para uma fonte de ^{252}Cf , ^{252}Cf no centro de uma esfera de D_2O de 30cm de diâmetro e na instalação nuclear de Farley (Alemanha) ³³.

Resultados experimentais mostram que o espectro de neutrons, por exemplo em aceleradores, pode exibir variações consideráveis, tanto espacial quanto temporal, dependendo da blindagem, alvo e localização dos trabalhadores, até em uma mesma instalação. Mesmo em torno de fontes não blindadas, onde o espectro energético deveria ser constante, neutrons espalhados pelo chão, teto e paredes podem modificar a resposta do dosímetro por até um fator 4, dependendo da distância δ

fonte. Desta forma, dosímetros simples de albedo (com uma componente) só podem ser usados em áreas pré-selecionadas onde o espectro de neutrons não varie muito, isto é, onde o fator de calibração calculado seja essencialmente constante. Quando há variações significativas, é aconselhável o uso de dosímetros de albedo de componentes múltiplas que possam, pelo menos, separar os neutrons de albedo dos neutrons térmicos incidentes. Estes detectores adicionais servirão para corrigir o fator de calibração, quando houver modificações no espectro local.

Em alguns casos onde a fluência de neutrons rápidos seja significativa, é interessante adicionar ao dosímetro de albedo um detector de neutrons rápidos. Este detector pode ser, por exemplo, um detector de traços³⁴.

Na prática, ao invés de fatores de calibração únicos para cada instalação, é preferível que se obtenham curvas de calibração para os diversos campos reais de neutrons.

Uma técnica nova de calibração de campo e que tem mostrado bons resultados para o dosímetro de albedo de Karlsruhe é a "single sphere albedo technique", desenvolvida por Piesch e Burgkhardt³⁵. Ao invés de medidores de área, é usada uma esfera de polietileno de 30cm de diâmetro ao mesmo tempo como fantoma e medidor de dose equivalente para o dosímetro de albedo. São usados pelo menos três pares de dosímetros TL, um no centro da esfera e os outros dois no dosímetro de albedo colocado na superfície da esfera. Conhecendo-se a resposta do detector em função da energia, o sistema permite estimar todos os parâmetros de interesse (fluência, dose absorvida, dose equivalente, fator de qualidade), através de combinações lineares das

respostas dos três detectores (fig.5)³³. com erros sempre menores do que 25%.

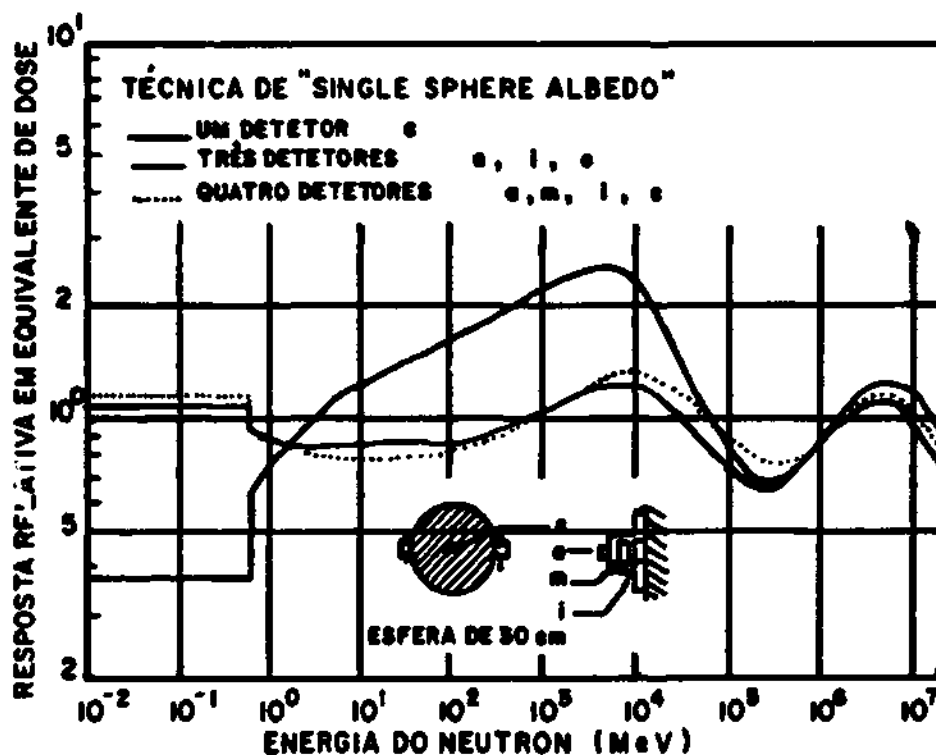


Figura 5 - Resposta relativa em dose equivalente da esfera de polietileno de 30cm e o sistema de "single sphere-albedo", usando a superposição de 3 ou 4 leituras dos detectores, em função da energia dos neutrons.

No caso de dosímetros de um componente, a curva de calibração do dosímetro pode ser obtida em função da razão de duas esferas do espectrômetro de Bonner (esferas moderadoras de polietileno de diversos diâmetros, onde são colocados detectores de neutrons térmicos em seu centro). A curva de calibração para o dosímetro de albedo de Hankins³⁷, por exemplo, é mostrada na figura 6. Os fatores de calibração obtidos

usando-se a razão entre duas esferas apresentam um erro da ordem de 30%, mas não levam em conta variações temporais ou espaciais. após a calibração.

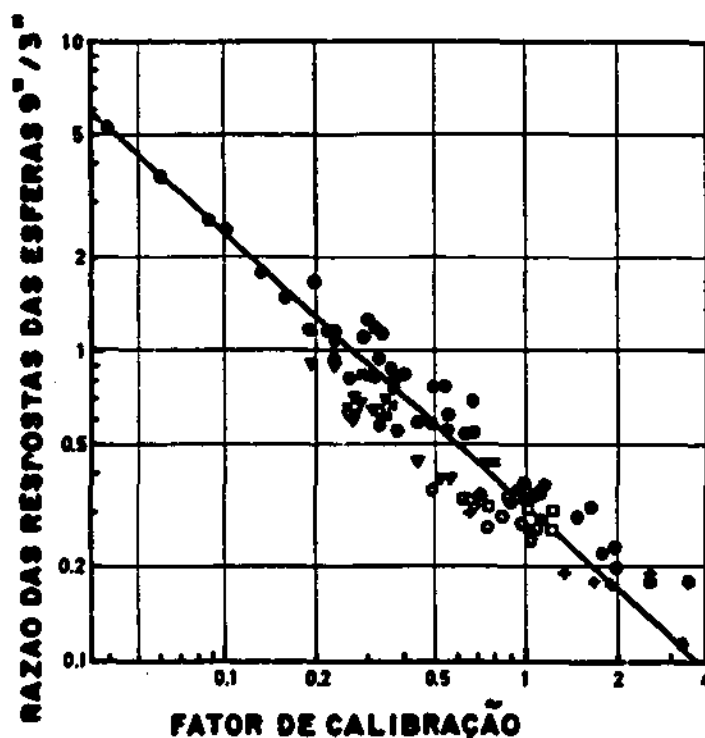


Figura 6 - Fator de calibração para o dosímetro de albedo do tipo de Hankins em função da razão das leituras de duas esferas moderadoras.

As dificuldades de determinação de fatores de calibração individuais para albedos de um componente geralmente demandam mais informações sobre o campo ao qual o indivíduo está exposto. Estas informações podem ser obtidas, comparando-se os resultados de dose de neutrons e gama avaliados pelo dosímetro com a razão gama/neutron local. Entretanto, é mais apropriado usar a razão entre as leituras de um detector de albedo e o detector de neutrons térmicos incidentes colocado no

dosímetro pessoal, isto é, usando-se um dosímetro de dois componentes. O dosímetro de dois componentes mostrou-se um dosímetro pessoal apropriado por poder corrigir variações locais da resposta e por indicar um fator de calibração ponderado para cada exposição individual. A curva de calibração, neste caso, é obtida em função da razão entre as leituras do albedo e do detector de neutrons térmicos incidentes, obtidas em calibrações de campo. A figura 7 mostra estes resultados para o dosímetro de albedo de Karlsruhe em duas instalações³³. Acrescentando-se mais um detector que indique diretamente a contribuição de neutrons rápidos, é possível melhorar ainda mais os resultados. Entretanto, é questionável se uma única curva de calibração universal, determinada pela leitura de três detectores, será aplicável a todos os espectros.

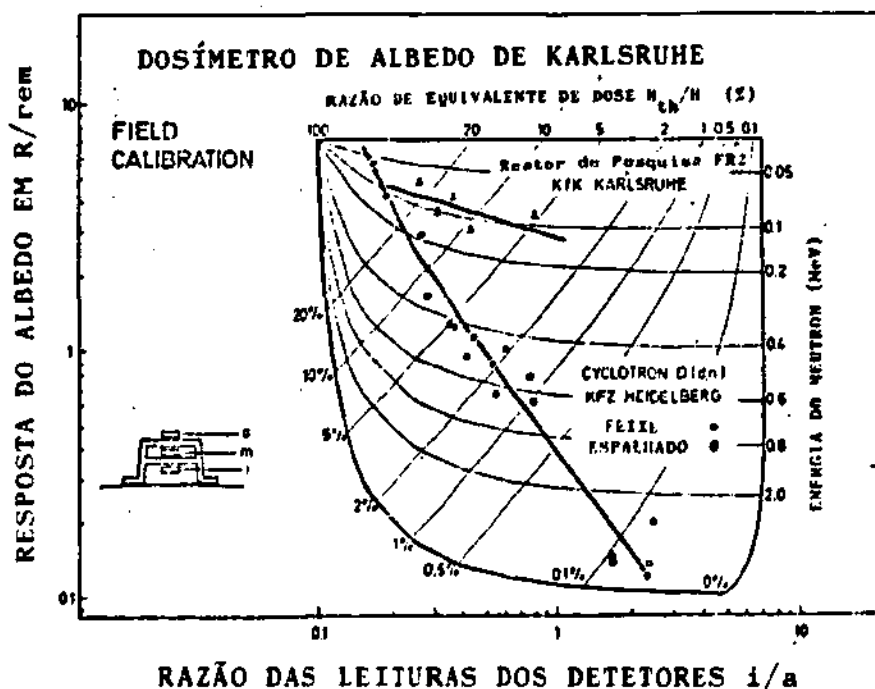


Figura 7 - Resposta do albedo de Karlsruhe(i) em função da razão das leituras i/a para duas instalações³³.

5-0 DOSÍMETRO DE ALBEDO DO IRD

5.1-Descrição:

O IRD utiliza rotineiramente para monitoração individual de neutrons um dosímetro de albedo desenvolvido em conjunto com o "Institut für Strahlenschutz", GSf de Munique^{38,39}. Este consiste em um hemisfério de polietileno de 32mm de diâmetro, com uma extensão cilíndrica de 10mm, sendo que no eixo de simetria, na região divisória do hemisfério cilíndrico, é colocado o detector para os neutrons de albedo (figura 8). Os detectores utilizados são pares de dosímetros termoluminescentes de LiF:Mg,Ti (⁶LiF e ⁷LiF) produzidos pela Harshaw Company (TLD600 e TLD700). A superfície curva do polietileno é recoberta por uma camada absorvedora composta de uma mistura de cola branca com carbeto de boro. Esta camada possui 1mm de espessura e contém aproximadamente 0.8g/cm² de boro. Todo o conjunto é envolto por uma capa protetora de duralumínio de 0.5mm de espessura.

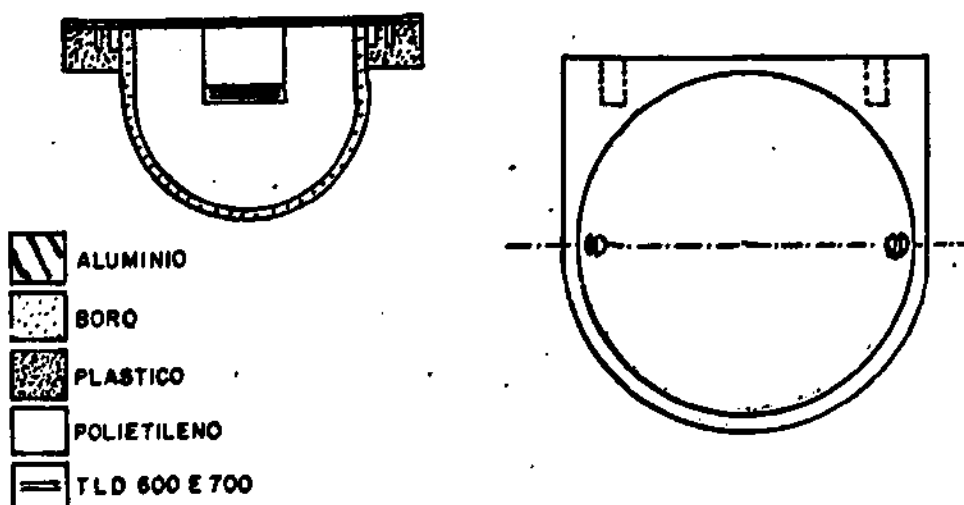


Figura 8 - Esboço do dosímetro de albedo do IRD.

O boro (absorvedor $1/v$) é usado como blindagem para neutrons térmicos incidentes, tornando a resposta do albedo menos dependente da energia, para valores menores que 10keV , enquanto que o polietileno aumenta a sensibilidade do dosímetro. Com esta estrutura, o dosímetro de albedo é capaz de fornecer informações para a avaliação da dose equivalente devida a neutrons incidentes com energias menores do que 1MeV . É necessário ainda que se conheçam os fatores de calibração adequados ao local de utilização, e que estes não variem no tempo. Para neutrons de energia maior que 1MeV , a sensibilidade deste tipo de dosímetro é muito baixa.

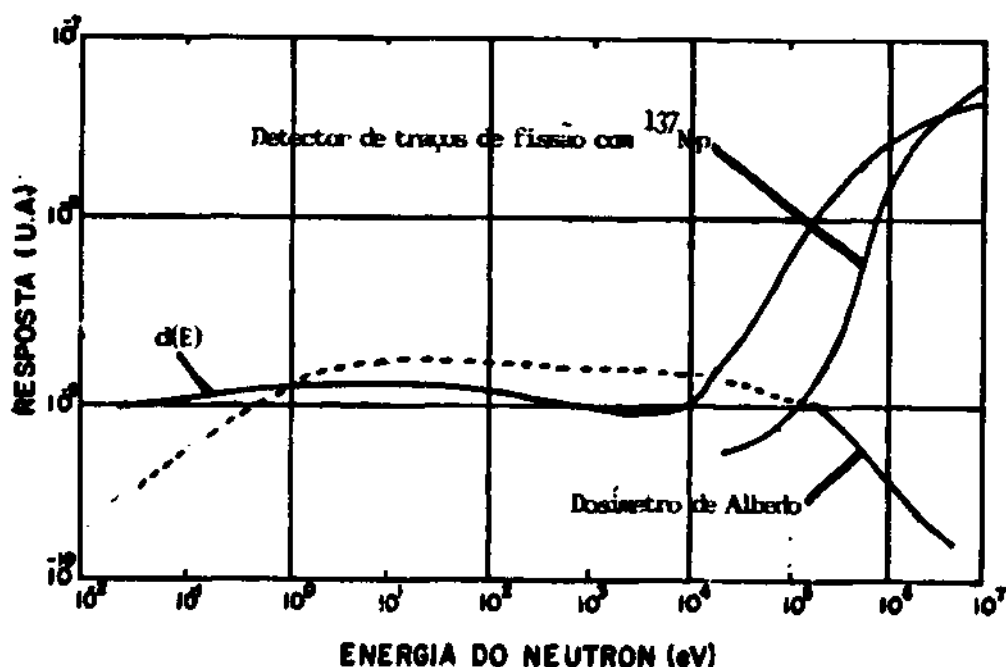


Figura 9 - Curva de resposta do albedo do IRD comparada com a curva de dose equivalente máxima no corpo em função da fluência da ICRP21 ($d(E)$).

A curva de resposta do albedo do IRD, para neutrons monoenergéticos é apresentada na figura 9.

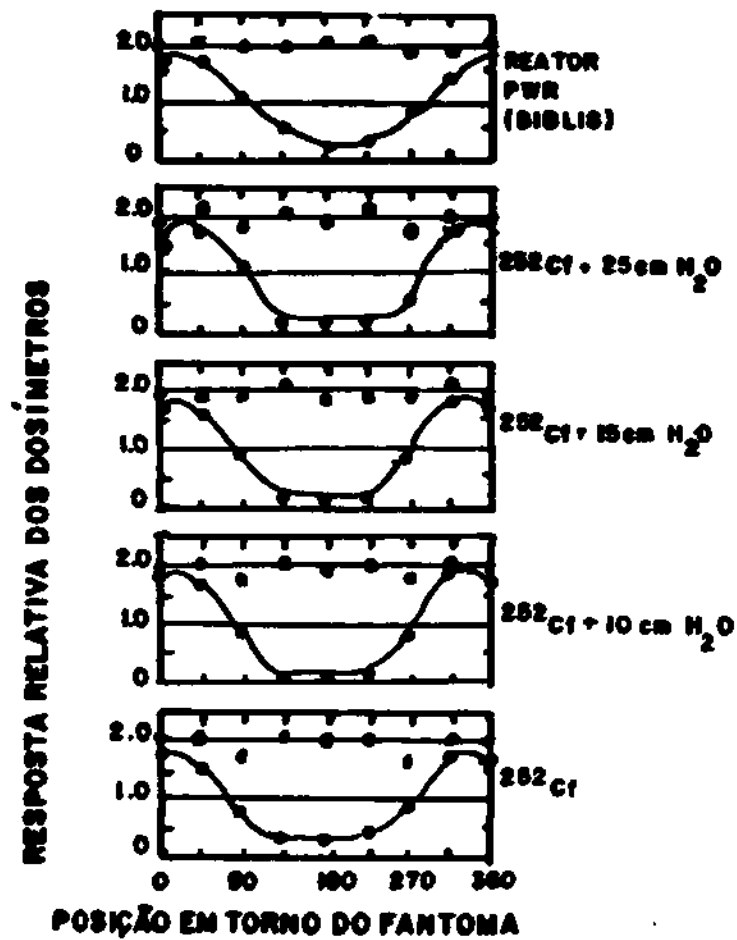
Pode-se notar uma grande concordância com a curva de conversão fluência-dose equivalente recomendada pela ICRP21⁴, para energias no intervalo de 0.1eV a 100keV. Acima de 100keV a resposta do dosímetro começa a diminuir, enquanto a curva de fatores de conversão ascende rapidamente. A relação entre as sensibilidades de diversos tipos de dosímetros de albedo é mostrada na figura 3³⁹.

5.2-Propriedades Dosimétricas:

O dosímetro de albedo do IRD apresenta um comportamento aproximadamente linear e independente da taxa de dose no intervalo de 0,1mSv a 30mSv, com reprodutibilidade (1 desvio padrão) da ordem de 12%⁴⁰. Sua sensibilidade diminui muito com o aumento da distância dosímetro-corpo, por causa da grande quantidade de moderador presente. Por exemplo, para irradiação com fonte de Am-Be e o dosímetro a uma distância de 3cm do corpo, a resposta reduz-se a 70% da resposta junto ao corpo. Para minimizar este efeito, é aconselhável utilizá-los presos a um cinto para mantê-los sempre em contacto direto com o corpo.

A dependência angular do dosímetro foi obtida colocando-se dosímetros em um cinto em torno de um fantoma^{39,42}. Na figura 10 pode-se observar uma grande dependência da resposta do dosímetro com a sua posição. Entretanto, a soma das leituras de dois detectores simetricamente opostos mostra-se praticamente constante, independentemente da posição. Desta forma, o uso de dois dosímetros diametralmente opostos (um na frente e outro atrás), possibilita a obtenção de um valor (soma das duas leituras) representativo da

exposição do trabalhador, independente de sua orientação no campo de neutrons.



o - dosímetros individuais

e - soma dos dosímetros opostos

Figura 10 - Resposta relativa dos albedos do IRD em torno de um fantoma. Resposta de cada dosímetro e da soma dos opostos.

5.3-Calibração:

Uma vez que a resposta dos dosímetros de albedo dependem da distribuição energética e angular do campo de neutrons incidentes no sistema dosímetro-corpo, são necessários cuidados especiais para garantir estimativas de doses confiáveis. Na maioria dos casos, a geometria de irradiação dos trabalhadores são desconhecidas e o espectro de neutrons dos locais de trabalho são bem diferentes e mais moderados do que os produzidos pelas fontes de neutrons rápidos (^{252}Cf , Am-Be, Pu-Be) normalmente utilizadas na calibração em laboratórios de instrumentação. Estes dois fatos tornam difícil a simulação realista das condições de exposição para a calibração de dosímetros individuais em laboratório. Adicionalmente, é importante a escolha de um fantoma que simule adequadamente o corpo humano, pois este influencia fortemente a resposta do dosímetro de albedo. Resumidamente, o processo de calibração envolve os seguintes aspectos:

- a) escolha de um fantoma;
- b) definição da energia e da geometria de irradiação;
- c) seleção da grandeza a ser medida;
- d) correlação entre a grandeza medida e as grandezas de radioproteção.

O IRD utiliza, para a calibração de seu dosímetro de albedo, um fantoma cilíndrico circular de polietileno de 30cm de diâmetro, cheio d'água e o "MADE ceiling" como a grandeza a ser medida. Na prática, é preciso que se calibre o dosímetro de albedo diretamente nas áreas onde os trabalhadores a serem monitorados exercem suas funções. A cada uma destas áreas será associado um fator de calibração específico para a estimativa da dose equivalente de neutrons.

O fator de calibração é obtido expondo-se, simultaneamente, nos locais de trabalho, o dosímetro de albedo (fixo em um fantoma) e um instrumento de referência (ex.: "rem-counter"). Considerando-se que não haja variações temporais do espectro, o fator local de calibração será dado por:

$$FC = L/H.$$

onde L é a diferença entre as leituras do TLD600 (devida a neutrons e gama) e TLD700 (devida à radiação gama) e H a dose equivalente integrada pelo "rem-counter".

Este procedimento, entretanto, é bastante trabalhoso e demorado. Um modo alternativo utiliza o espectrômetro de esferas de Bonner para a estimativa destes fatores de calibração. A resposta do dosímetro de albedo pode ser simulada através de uma combinação linear das respostas das diversas esferas do espectrômetro de Bonner. Os coeficientes desta simulação para o albedo do IRD foram obtidos por Schuch⁴⁰ para um fantoma cilíndrico. Usando o código computacional BUNKI⁴¹ que, através das contagens das esferas de Bonner para um determinado espectro de neutrons, deconvoluciona o espectro e calcula a dose equivalente local, é possível, então, calibrar o sistema só com o espectrômetro de Bonner.

Para simplificar ainda mais o processo de calibração dos monitores pessoais de neutrons de albedo, Knöfel e Schraube^{42,43} propuseram uma relação direta entre o fator de calibração (FC) e a razão entre as leituras das esferas de Bonner de 3 e 12 polegadas de diâmetro (figura 11). Esta relação foi obtida através de experiências utilizando fantomas cilíndricos circulares de polietileno com 32cm de diâmetro e 55cm de altura cheios d'água. O sistema foi irradiado no

vaso de contenção do reator Biblis (Alemanha) do tipo PWR (como Angra1) e com fonte de ^{252}Cf sem blindagem e moderada com diâmetros diferentes de água leve. Posteriormente foram feitas irradiações com fonte de AmBe e ^{252}Cf moderada com água pesada (D_2O). Os resultados (figura 11) mostram que este tipo de calibração é válido para diferentes moderações de uma mesma fonte, mas não é aplicável a fontes diferentes.

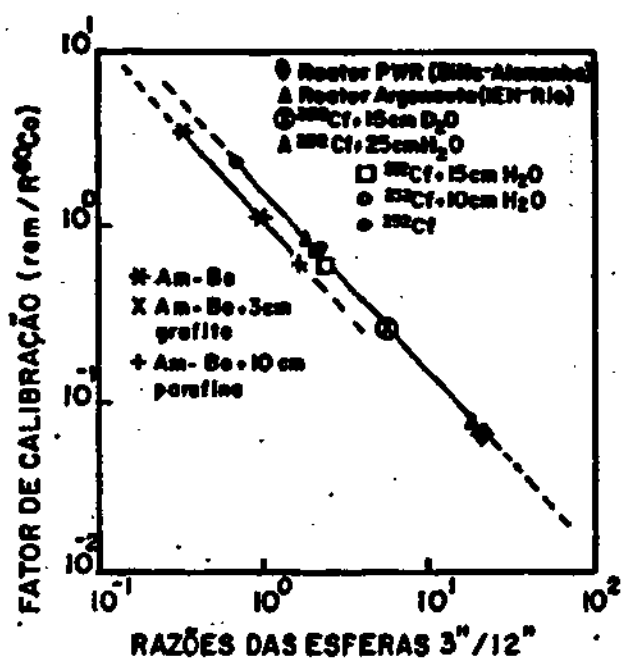


Figura 11 - Fator de calibração (FC) para o dosímetro de albedo do IRD em função da razão das leituras das esferas de Bonner de 3" e 12" de diâmetro.

APENDICE: GLOSSÁRIO

1. Reações Neutrônicas:

A interação de neutrons com a matéria é bem mais complexa do que a interação da radiação gama. A transferência de energia de neutrons para um meio é um processo de dois estágios, envolvendo a produção de partículas ionizadas ou radiação, tanto no meio quanto em materiais adjacentes. Estas radiações secundárias dissipam a energia transferida através de colisões eletrônicas e nucleares no meio.

As reações neutrônicas podem ser divididas nas seguintes categorias:

1. espalhamento:

a)elástico: o momento linear e a energia cinética são conservados;

b)inelástico: o neutron é re-emitido com energia menor, deixando o núcleo-alvo em um estado excitado. O núcleo retorna ao estado fundamental emitindo radiação gama.

2. captura:

a)radiativa: a energia excedente resultante da absorção do neutron é liberada quase que instantaneamente pelo núcleo, em forma de radiação gama;

b)emissão de partícula: se a energia do neutron for suficientemente grande, ocorrerá uma transmutação, com a expulsão de um próton ou uma partícula alfa (ex.: ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$ e ${}^{10}\text{B}(n,\alpha){}^7\text{Li}$;

c)fissão: o neutron é absorvido e o núcleo parte-se em dois fragmentos mais neutrons;

d)espalção: o núcleo é fragmentado, lançando várias

partículas e fragmentos nucleares (só é significativa para neutrons com energia maior do que 20MeV.

2. Seção de Choque:

Para neutrons de uma determinada energia, a probabilidade de interação em seu percurso em um determinado meio por unidade de comprimento é constante para cada possível interação (ex.: captura radiativa, espalhamento elástico, etc.). É conveniente expressar esta probabilidade em termos da seção de choque (σ) por núcleo, para cada tipo de interação. A seção de choque tem unidade de área e é tradicionalmente expressa em unidade de barn ($1b=10^{-28} \text{ m}^2$).

3. Espectro de Energia:

É usual classificar os neutrons de acordo com sua energia:

1. Térmicos: neutrons em equilíbrio térmico com a matéria.

A distribuição de densidade de velocidade é aproximadamente Maxwelliana, com velocidade média próxima da velocidade média das moléculas do meio. A energia cinética média dos neutrons depende da temperatura do meio, sendo de 0,0506eV a 20°C. A velocidade mais provável nesta temperatura é 2200m/s. Na prática são considerados neutrons térmicos os de energia menor que 0,4eV (energia de corte do Cd).

2. Rápidos: neutrons com energia cinética maior que 0,2MeV.

A interação com núcleos leves (ex.: H, C, O) é

principalmente de espalhamento elástico. Para núcleos mais pesados, as perdas de energia são principalmente devidas a espalhamentos inelásticos, sendo estas interações apreciáveis a partir de 1MeV.

3. Intermediários ou Epitérmicos: neutrons com energia entre 0,4eV e 0,2MeV.

Estes neutrons são geralmente produzidos pela moderação de neutrons rápidos em elementos leves. Neutrons moderados em meio hidrogenado freqüentemente apresentam um espectro proporcional a $1/E$, onde E representa sua energia cinética.

4. Fluência:

A fluência (Φ) de partículas é o quociente de dN por da , onde dN é o número de partículas que entram em uma seção esférica de área da ⁴⁵:

$$\Phi = dN/da .$$

No caso de neutrons térmicos, outras grandezas numericamente diferentes são também denominadas fluência. Além da "fluência verdadeira" definida acima, é freqüentemente conveniente usar a "fluência de 2200m/s" que pode ser definida e medida quando o espectro de neutrons térmicos não é conhecido.

5. Dose Absorvida:

A dose absorvida (D) é a energia específica média transferida por radiação ionizante em um volume elementar, isto é, o quociente de dE por dM , onde dE é a energia média transmitida pela radiação ionizante a

um elemento de volume de matéria de massa dM^{45} :

$$D = dE/dM .$$

A unidade especial de dose absorvida é o rad e a unidade S.I., o J/kg que recebeu o nome de gray (16y=100rad).

6. Kerma:

O kerma (K) é o quociente de dE_{tr} por dM , onde dE_{tr} é a soma das energias cinéticas iniciais de todas as partículas carregadas liberadas por partículas indiretamente ionizantes em um elemento de volume de um material específico de massa dM^{45} :

$$K = dE_{tr}/dM .$$

A dissipação da energia absorvida em um meio exposto a radiações indiretamente ionizantes é um processo de dois estágios. Os neutrons transferem energia para os núcleos atômicos, e, posteriormente, estas cargas secundárias dissipam a energia transferida através de colisões eletrônicas no meio. Por causa do alcance finito das cargas secundárias, os dois estágios de transferência de energia - energia absorvida das cargas secundárias (dose absorvida) e energia transferida para as cargas secundárias (kerma) - ocorrem em pontos diferentes do meio. No caso de equilíbrio entre partículas carregadas, kerma e dose absorvida são iguais.

A grandeza kerma é independente das complexidades do transporte de energia por cargas secundárias. Ela possui um valor definido para uma amostra de material de tamanho infinitesimal colocada em um outro material ou no espaço livre. O kerma para um determinado material pode ser definido em um ponto de interesse de

qualquer outro material.

O kerma tem a mesma dimensão e a mesma unidade de dose absorvida.

7. Transferência Linear de Energia (LET):

As distribuições microscópicas de deposição de energia são determinadas por processos de perda de energia no trajeto das partículas carregadas. Em primeira aproximação, um segmento do trajeto de uma partícula pode ser descrito pela taxa média de perda de energia da partícula carregada. Esta quantidade, que é determinada pela velocidade e pela carga da partícula ionizante e pela composição atômica do meio, é chamada transferência linear de energia (LET). O LET pode ser definido de diferentes maneiras, dependendo dos tipos de interações considerados. No caso de partículas pesadas de energias intermediárias, é usualmente suficiente definir o LET como o quociente de dE por dl , onde dE é a perda de energia da partícula devida a colisões eletrônicas, quando esta se desloca de uma distância dl em um meio⁴⁵:

$$LET = dE/dl .$$

Sua unidade usual é o keV/ m. ou MeV.cm²/g (1keV/ m = 1,6x10⁻¹⁰ J/m).

8. Fator de Qualidade:

A dose absorvida é um conceito limitado. Experiências realizadas em radiobiologia demonstraram que tipos diferentes de radiação podem causar, para uma mesma dose absorvida, quantidades de danos e efeitos

diferentes em um meio biológico. Evidências mostram que a quantidade de danos, assim como os efeitos, estão relacionados com a densidade de ionização resultante das interações das partículas carregadas ao longo de seu percurso no meio biológico, dependendo por isto do LET¹.

O fator de qualidade (Q) de uma radiação é definido em função do seu LET na água e possibilita relacionar os efeitos resultantes de uma dose absorvida em uma exposição padrão de radiação (radiação eletromagnética) e os efeitos decorrentes de um outro tipo de radiação. Ele leva em conta as diferentes efetividades biológicas. Para radiação X e gama, o fator de qualidade é considerado igual a 1. Para neutrons, apesar da recomendação recente para multiplicação dos valores anteriormente em uso (ICRP21⁴) por um fator 2⁴⁶, esta ainda não foi implementada e continua a discussão, em todo o mundo, sobre os novos fatores de qualidade para neutrons.

9. Dose Equivalente:

A dose equivalente (H) é a grandeza recomendada para o controle dos efeitos estocásticos de pessoas expostas à radiação ionizante. A dose equivalente é o produto da dose absorvida (D) pelo fator de qualidade (Q) e outros fatores modificantes (N)^{1,45}:

$$H = D \cdot Q \cdot N$$

Para radiação externa os fatores modificantes valem 1, exceto para os olhos⁵.

A unidade especial de dose equivalente é o rem e a unidade S.I. também o J/kg que, no caso, recebe o nome de Sievert (1Sv=100rem). A dose equivalente é limitada

a aplicações de radioproteção e pode ser usado para fins de limitação das exposições individuais. Ela não deve ser usada para estimar efeitos devido a altos níveis de exposições acidentais.

10. Letargia:

A letargia é uma maneira alternativa de representar a energia dos neutrons. Esta representação é muito usada por físicos que trabalham em reatores. A grandeza (U), chamada decréscimo logarítmico de energia ou letargia, é definida pela equação⁴⁴:

$$dU = -d(\ln E) = -dE/E, \text{ donde}$$

$$U = \ln(E_0/E),$$

onde E_0 é a energia de referência correspondente à letargia zero. Em geral, é atribuído o valor de 10 MeV a E_0 , energia suficientemente alta para que a maioria dos neutrons em um reator tenha letargia positiva. A grandeza letargia é muito usada para espectros de neutrons. Ela essencialmente pondera a fluência por sua energia correspondente, isto é, fluência por unidade de letargia é igual à energia multiplicada pela fluência por unidade de energia naquela energia. Para um espectro $\phi(E)$ proporcional a $1/E$, o gráfico de fluência por unidade de letargia é uma linha horizontal (função constante).

BIBLIOGRAFIA

1. ICRP - Recommendations of the International Commission on Radiological Protection - Publicação 26 (Oxford: Pergamon) - 1977
2. Ing, H. - Status of Neutron Dosimetry - Radiat. Prot. Dosim. 10(1-4), 5 - 1985
3. S.I. - The International System of Units - National Physical Laboratory (London: Her Majesty's Stationery Office) - 1982
4. ICRP - Data for Protection Against Ionizing Radiation from External Sources - Publicação 21 (Oxford: Pergamon) - 1971
5. ICRP - General Principles of Monitoring for Radiation Protection of Workers - Publicação 35 (Oxford: Pergamon) - 1982
6. EURATOM - Operational Quantities for Use in External Radiation Protection Measurements, An Investigation of Concepts and Principles - Commission of the European Communities - EUR 8346 - Luxemburgo - 1983
7. Wagner, S.R. - Quantities and Units for Neutron Dosimetry - Radiat. Prot. Dosim. 10(1-4), 23 - 1985
8. Cross, W.G., Ing, H. - Conversion Quantities and Quality Factors Relating Neutron Fluence and Dosimetric Quantities - Radiat. Prot. Dosim. 10(1-4), 29 - 1985
9. Neufeld, J., Snyder, W.S., Turner, J.E., Wright, H. - Calculation of Radiation Dose from Protons and Neutrons to 400 MeV - Health Phys. 12, 227 - 1966
10. Neufeld, J., Snyder, W.S., Turner, J.E., Wright, H., Wheatley, B.M., Wyckoff, H.O. - Radiation Dose from Neutrons and Protons in the Range from 400 MeV to 2 GeV - Health Phys. 17, 449 - 1969
11. Knöfel, T.M.J. - Experiences and Considerations on

- the Calibration and Use of Albedo Dosemeters - não publicado - 1982
12. Becker, K. - Solid State Dosimetry, 231 (CRC Press, Cleveland, Ohio) - 1973
 13. Harrison, K.G., Tommasino, L. - Damage Track Detectors for Neutron Dosimetry: II Characteristics of Different Detection Systems, Radiat. Prot. Dosim. 10 (1-4), 219 - 1985
 14. Tommasino, L., Zapparoli, G., Djefol, S., Griffith, R.V. - A Single and Sensitive Fast Neutron Dosimeter Using CR-39 - 10th DOE Workshop on Personnel Neutron Dosimetry - Acapulco, Mexico - 1983
 15. Cross, W.G. - Characteristics of Track Detectors for Personnel Neutron Dosimetry - Nuclear Tracks 12 (1-6), 533 - 1986
 16. Tommasino, L. - Electrochemical Etching for Personnel Neutron Dosimetry - 6th ERDA Workshop - 1977
 17. Vasilik, D.G., Erkkila, B.H., Waechter, D.A. - A Portable Neutron Spectrometer/Dosemeter - Radiat. Prot. Dosim. 10(1-4), 121 - 1985
 18. Gibson, J.A.B. - Personal Alarm Neutron Dosemeters - Radiat. Prot. Dosim. 10(1-4), 197 - 1985
 19. Braby, L.A., Ratcliffe, C.A., Metting, N.F. - A Portable Microdosimetry System - Proceedings of the 5th Symposium on Neutron Dosimetry - Munique, Alemanha - EUR 9762EN, 321 - 1984
 20. Brackenbush, L.N., Endres, G.W.R. - Personnel Monitors Utilizing Tissue Equivalent Proportional Counters - Proceedings of the 5th Symposium on Neutron Dosimetry - Munique, Alemanha - EUR 9762EN, 359 - 1984
 21. Ing, H., Birnboim, H.C. - A Bubble Damage Polymer Detector for Neutrons - Nuclear Tracks and Radiation Measurements 8(1-4), 285 - 1984

22. Ing. H. - The Status of the Bubble Damage Polymer Detector - apresentado na 13th International Conference on Solid State Nuclear Track Detectors - Roma, Itália - 1985
23. Piesch, E. - Albedo Neutron Dosimetry - Int. J. Appl. Radiat. Isot. 33, 1061 - 1982
24. Furuta, Y., Tanaka, S. - Response of ⁶LiF and ⁷LiF Thermoluminescent Dosimeters to Fast Neutrons - Nucl. Instrum. Meth. 104 - 1972
25. Burgkhardt, B., Piesch, E., Singh, D. - High-Dose Characteristic of LiF and Li₂B₄O₇ Thermoluminescent Dosimeters - Nucl. Instrum. Meth. 148, 613 - 1978
26. Burgkhardt, B., Piesch, E. - Estimation of the Build-up of Zero Dose Reading in ⁶LiF Thermoluminescent Dosimeters due to Neutron Produced Tritium - Radiat. Prot. Dosim. 2(2), 105 - 1982
27. Hankins, D.E. - Factors Affecting the Design of Albedo Neutron Dosimeters Containing Lithium Fluoride Thermoluminescent Dosimeters - Report LA-4832 - 1972
28. Schwartz, R.B., Einsenhauer, C.M. - Procedures for Calibrating Neutron Personnel Dosimeters - NBS-SP-633 - 1982
29. Endres, G.W.R., Aldrich, J.M., Brackenbush, L.N. - Neutron Dosimetry at Commercial Nuclear Sites - Report on Subtask B, "Pacific Northwest Laboratory" - PNL-SA-9201 - 1981
30. Schwartz, R.B., Einsenhauer, C.M. - Use of a D₂O-Moderated ²⁵²Cf Source for Dosimeter Testing and Calibrating - Proceedings of the 8th DOE Workshop on Neutron Dosimetry - Louisville, Kentucky - PNL-SA-9950, 153 - 1981
31. Hankins, D.E. - Phantoms for Calibrating Albedo Neutron Dosimeters - Health Phys. 39, 580 - 1980

32. HPSSC - Standard Developed by the Health Physics Society Standards Committee (Draft) - julho 1981
33. Piesch, E. - Calibration Techniques for Personnel Dosimeters in Stray Neutron Fields - Radiat. Prot. Dosim. 10(1-4), 159 - 1985
34. Piesch, E., Burgkhardt, B. - Albedo Neutron Dosimetry - Radiat. Prot. Dosim. 10(1-4), 175 - 1985
35. Piesch, E., Burgkhardt, B., Comper, W. - The Single Sphere Albedo System - A Useful Technique in Neutron Dosimetry - Radiat. Prot. Dosim. 10(1-4), 147 - 1985
36. Harrison, K.G., Thomas, R.P. - Multisphere Neutron Spectrometry and Dosimetry - Proceedings of the 4th Symposium on Neutron Dosimetry - Neuherberg, CEC/EURATOM - EUR7448, Vol. I, 537 - Luxemburgo - 1981
37. Hankins, D.E. - Studies of Neutron Dosimetry at the Lawrence Livermore National Laboratory - 5th ERDA Workshop on Personnel Dosimetry - BNWL1934, 43 - Washington - 1975
38. Carvalho, W.B.D. - Monitor Pessoal de Neutrons Baseado na Técnica de Albedo - tese de mestrado, IME, Rio - 1975
39. Carvalho, W.B.D., Burger, G., Reis, D.C.C. - Personnel Monitor for Neutrons Based on the Albedo Technique - Proceedings of the 5th International Conference on Luminescence Dosimetry, 441 - São Paulo - 1977
40. Schuch, L.A. - Calibração de Monitores de Neutrons com Moderadores e Aplicação na Determinação de Fatores de Calibração de Dosímetros de Albedo - tese de mestrado, IME, Rio - 1978
41. Lowry, K.A., Johnson, T.L. - Modifications to the Iterative Recursion Unfolding Algorithms and Computer Codes to Find More Appropriate Neutron Spectra - NRL Memorandum Report 5340 - 1984
42. Knöfel, T.M.J., Schraub, H. - A Contribution to the

- Calibration of Albedo Neutron Personnel Dosimeters -
Proceedings of the 16th Fachverband für
Strahlenschutz - Munique - 1982
43. Schraube, H., Knöfel, T.M.J. - Derivation of Field
Parameters and Aspects Concerning the Calibration
and Use of Neutron Dosimeters in Slowing Down
Neutron Fields - Proceedings of the 4th Symposium on
Neutron Dosimetry - Neuherberg - 1981
44. ICRU - Radiation Protection Instrumentation and
its Application - ICRU Report 20 - 1971
45. ICRU - Radiation Quantities and Units - ICRU Report
33 - 1980
46. ICRP - Statement from the 1985 Paris Meeting of the
ICRP - Radiat. Prot. Dosim. 11(2), 134 - 1985