



COPPE/UFRJ

**METODOLOGIA PARA MINIMIZAÇÃO DE DOSES OCUPACIONAIS EM
INSTALAÇÕES RADIATIVAS COM ACELERADORES CÍCLOTRONS**

Luiz Carlos Reina Pereira da Silva

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

Orientador: Ademir Xavier da Silva

Rio de Janeiro

Março de 2010

METODOLOGIA PARA MINIMIZAÇÃO DE DOSES OCUPACIONAIS EM
INSTALAÇÕES RADIATIVAS COM ACELERADORES CÍCLOTRONS

Luiz Carlos Reina Pereira da Silva

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

Examinada por:

Prof. Ademir Xavier da Silva, D.Sc.

Profa. Verginia Reis Crispim, D.Sc.

Dr. Julio Cezar Suita, D.Sc.

Dr. Alessandro Facure Neves de Salles Soares, D.Sc.

Dr. Antonio Carlos de Abreu Mol, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL

MARÇO DE 2010

Silva, Luiz Carlos Reina Pereira da

Metodologia para minimização de doses ocupacionais em instalações radiativas com aceleradores cíclotrons/ Luiz Carlos Reina Pereira da Silva. – Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2010.

XI, 117 p.: il.; 29,7 cm.

Orientador: Ademir Xavier da Silva

Tese – UFRJ/ COPPE/ Programa de Engenharia Nuclear, 2010.

Referências Bibliográficas: p. 91-96.

1. Radioproteção. 2. Análise por Ativação de nêutrons. 3. MCNPX 4. Detecção de nêutrons. I. Silva, Ademir Xavier da. II Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Programa de Engenharia Nuclear. III.

Ao único Deus Todo-Poderoso

À minha amada esposa, Lucília

Os meus queridos filhos Luiz Miguel e Gabriel

Aos meus pais (in memoriam)

AGRADECIMENTOS

Primeiramente ao Senhor Deus Todo-poderoso, pois sem o seu sustento e capacitação eu não teria conseguido.

Ao Programa de Engenharia Nuclear da COPPE/UFRJ através do Professor orientador Dr Ademir Xavier da Silva o qual me incentivou e que com muita dedicação e disposição e amizade ofereceu-me a possibilidade de iniciar e realizar este trabalho cooperando em cada etapa.

Ao Instituto de Engenharia Nuclear, através do seu diretor, Dr. Júlio Cezar Suita o qual não somente permitiu, mas também me co-orientou com boa vontade paciência, dedicação e amizade na realização deste trabalho.

Ao amigo e colega Antonio Carlos Correa da Fonseca pela grande cooperação na parte computacional e amizade. Aos pesquisadores Dra.. Maria Inês Silvani Souza, Dra.. Rosanne Cefaly de A. Amado Furieri do grupo de neutrônica e do Dr. Carlos Alberto Renke do departamento de reatores do I.E.N, pela cooperação e apoio na orientação e matérias para análise por ativação de nêutrons.

À minha esposa Lucília pela paciência, pelo apoio em todos os momentos, pela revisão ortográfica e gramatical, e pela ajuda na diagramação e preparação dos gráficos e apresentação deste trabalho, bem como na tradução de artigos.

Aos pesquisadores Dr. Ubirajara Maribondo Vinagre e Dr. Gonçalo Rodrigues dos Santos pelos seus importantes apoio, cooperação e orientação na elaboração experimental, informações sobre os alvos do RDS, funcionamento do CV-28 e também na elaboração de artigo submetido à revista “Applied Radiation and Isotopes”.

Aos meus amigos, João Carlos e João Régis, e cada um dos meus colegas do serviço de proteção radiológica/CSPR do Instituto de Engenharia Nuclear, que direta ou indiretamente cooperaram para realização deste trabalho. Ao Dr. Luis Fernando B.

Bernedo e Paulo Ramos pelo seu apoio e orientação na elaboração do arranjo experimental para leitura dos detectores de bolhas e sua ajuda e orientação em espectrometria gama. Aos técnicos em mecânica J. Marciano e Dagoberto do IEN pela cooperação no arranjo experimental do detector de bolhas Aos colegas Mauro Lemos, chefe do serviço do cíclotron, ao Reinam técnico em mecânica do serviço do cíclotron, aos colegas Dr. Rogério , Dr. Cezar Salgado e M.Sc. Robson do serviço do cíclotron pelas várias informações sobre o RDS111 e cooperação.

Aos doutores e amigos Dr. Edmilson Monteiro e Samanda por sua valiosa colaboração no uso do MatLab em conjunto com MCNPX e sua amizade.

Ao Dr. Jose Ubiratan Delgado e equipe de elaboração e calibração de fontes radioativas do IRD/CNEN pela sua cooperação e apoio.

À Professora Dra. Verginia Reis Crispim do PEN/COPPE pelas palavras de apoio nos momentos mais difíceis deste trabalho.

Ao Dr. Alessandro Facure pela cooperação e apoio.

Ao Dr. Antonio Carlos de Abreu Mol pela cooperação no empréstimo do dispositivo de rotação para o aparato experimental para contagem das bolhas e pelo aceite em participar da banca deste trabalho.

Aos colegas do Laboratório de Nêutrons do Instituto de Radioproteção e Dosimetria agradeço pela ajuda e cooperação neste trabalho.

À bibliotecária Emília, da biblioteca da unidade Botafogo/CNEN e à Bernarda, bibliotecária do IEN pela eficiência na entrega de importantes artigos para este trabalho.

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

METODOLOGIA PARA MINIMIZAÇÃO DE DOSES OCUPACIONAIS EM INSTALAÇÃO RADIATIVAS COM ACELERADORES CÍCLOTRONS

Luiz Carlos Reina Pereira da Silva

Março/2010

Orientador: Ademir Xavier da Silva

Programa: Engenharia Nuclear

O objetivo deste trabalho é estabelecer uma metodologia para minimizar as doses recebidas por indivíduos ocupacionalmente expostos e do público durante irradiações, com aceleradores similares ao CV-28 e RDS111 do Instituto de Engenharia Nuclear, para produção de radiofármacos utilizados em medicina nuclear e outras finalidades, com ênfase na minimização de doses referentes a nêutrons. Esta metodologia fez uso de análise por ativação de nêutrons e simulações computacionais utilizando um código baseado no método de Monte Carlo para levantamento do espectro neutrônico, alcançando redução de taxas de doses devido a nêutrons e radiação gama secundária, em vários pontos da instalação onde foi aplicada demonstrando sua eficácia na minimização de taxas de doses em instalações radiativas com aceleradores cíclotrons.

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

METHODOLOGY TO MINIMIZE OCCUPATIONAL DOSES AT CYCLOTRON
ACCELERATOR FACILITIES

Luiz Carlos Reina Pereira da Silva

Março /2010

Advisor: Ademir Xavier da Silva

Department: of Nuclear Engineering

The purpose of this work is to establish a methodology to minimize radiation doses received by occupationally exposed individuals and public during irradiation in radioactive facilities with cyclotrons similar to CV-28 and RDS111 at Instituto de Engenharia Nuclear. This methodology is based on experimental data obtained through the survey of the neutronic spectrum emitted during fluorine production target irradiations using neutron activation analysis and Monte Carlo computer based code simulations. Neutron and secondary gamma dose minimization was achieved in different points in the cyclotron facilities.

SUMÁRIO

LISTA DE SÍMBOLOS E ABREVIATURAS	xi
CAPÍTULO 1. Introdução	1
1.1 Objetivo e Relevância do trabalho	1
1.2 Organização do trabalho	3
CAPÍTULO 2 - Descrição dos Aceleradores do IEN/CNEN e seus alvos	4
2.1 O acelerador cíclotron CV-28	4
2.1.1 Descrição da caverna alvo do flúor do CV-28	8
2.2 O acelerador RDS111 do IEN	9
2.2.1 Blindagem do RDS111	10
CAPÍTULO 3 – Aspectos Teóricos	12
3.1 Interação de nêutrons com a matéria	12
3.1.1 Divisão dos nêutrons em grupos de energia	14
3.2 Blindagem das radiações	15
3.2.1 Revisão de algumas técnicas de cálculo	17
3.3 Códigos computacionais com aplicação na área nuclear	19
3.4 Análise por ativação neutrônica	22
3.5 Detectores de bolhas	23
3.5.1 Espectrômetro detector de bolhas	24
CAPÍTULO 4 - Metodologia e Materiais	26
4.1 Descrição da metodologia	27
4.2 Estimativa da energia máxima produzida nas câmaras-alvo	28
4.3 Posicionamento das folhas de ativação em relação ao detector HPGE	30
4.4 Método empregado nas medições dos fluxos na câmara-alvo do CV-28	33
4.4.1 Procedimentos para as medidas dos fluxos térmicos e epitérmicos	34

4.4.2 Fatores de correção no cálculo dos fluxos	38
4.5 Simulação com o código MCNPX	44
4.6 Utilização dos detectores de bolha tipo BDS	48
CAPÍTULO 5 - Resultados, Avaliações e Implementações	50
5.1 Eficiência do detector de germânio puro	50
5.2 Obtenção das seções de choque para os materiais utilizados	52
5.2.1 Seção de choque para o Alumínio	53
5.2.2 Seção de choque para o Índio	55
5.2.3 Seção de choque para o Níquel	57
5.2.4 Seção de choque para o Ouro	58
5.3 Resultados experimentais e simulados obtidos para os alvos dos aceleradores	58
5.3.1 Resultados obtidos para o alvo do CV-28	58
5.3.1.1. Taxas de dose médias nas instalações do CV-28	66
5.3.2. Resultados experimentais e simulados obtidos para a sala e alvo do RDS111	70
5.3.2..1 Determinação das curvas de eficiência do detector HPGE utilizado para determinação do espectro neutrônico do alvo do RDS111	71
5.3.2 Obtenção dos espectros experimental e simulado e comparação	74
5.3.3 Avaliação das taxas de dose e fluxo de nêutrons no salão do RDS111	79
CAPÍTULO 6 - Conclusões, Considerações e Sugestões	87
Referências bibliográficas	91
ANEXO I	97
ANEXO II	99
ANEXO III	109

Lista de Símbolos e Abreviaturas

CNEN- Comissão Nacional de Energia Nuclear

CV-28 – acelerador cíclotron do IEN

ENDF/B-VI – Biblioteca de secção de choque do código MCNPX v. 2.5

GEANT- código baseado em Monte Carlo usado em física nuclear

IAEA- International Atomic Energy Agency

IEN – Instituto de Engenharia Nuclear

ICRP - International Commission on Radiological Protection

IRD – Instituto de Radioproteção e Dosimetria

MCNPX – código de transporte de radiação baseado no método Monte Carlo.

RDS111 – acelerador cíclotron do IEN.

IOE – Indivíduo ocupacionalmente exposto

ALARA – “As low as reasonably achievable”

CAPÍTULO 1

INTRODUÇÃO

1.1 Objetivo e relevância do trabalho

No Brasil, utiliza-se largamente o ^{18}F na medicina nuclear para diagnosticar disfunções de diversos órgãos. Cada vez mais o ^{18}F vem sendo utilizado mundialmente em medicina de radiodiagnóstico.

Em 1986, o Instituto de Engenharia Nuclear (IEN) deu início à produção do iodo-123 em quantidades suficientes para atender a quatro ou cinco hospitais do Rio de Janeiro. O método de produção então utilizado, a partir do telúrio-124, além da baixa eficiência, produz como impureza o iodo-124, que restringe o tempo de utilização do iodo-123, assim produzido, para dez horas. Após esse tempo, o nível de impureza, que inicialmente era de apenas 3%, aumenta o suficiente para turvar a imagem gerada. Na busca de uma solução que permitisse a fabricação de um produto sem impurezas e em quantidade maior, capaz de suprir a demanda do país e substituir o iodo-131 usado no radiodiagnóstico da tireóide, o IEN, com o apoio da Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA) e, em cooperação com o Centro de Pesquisas de Karlsruhe (Forschungszentrum Karlsruhe/FZK), na Alemanha, modernizou seus laboratórios de produção de radiofármacos e instalou o KIPROS (Karlsruhe Iodine Production System), conhecido como o mais moderno e eficiente para produção em larga escala de iodo-123 livre de impurezas (ultrapuro). Pioneiro na América Latina, esse projeto foi considerado referência internacional pela IAEA, pelos benefícios que proporciona a milhares de pacientes no Brasil (HCFMUSP, 1999).

Além do sistema anterior, foi adquirido e instalado o acelerador RDS111, fabricado pela CTI, empresa norte-americana com sede no estado norte americano do Tennessee, no final de 2002, para produção do ^{18}F e que possui capacidade para produção de outros radiofármacos de meia-vida curta. Houve também a implementação de um novo alvo para produção do ^{18}F na caverna 4 do acelerador CV-28.

O sistema de produção do ^{18}F do IEN passou então a ser composto por dois aceleradores: O cíclotron CV-28, que com um feixe de prótons de 24 MeV e uma corrente no alvo da ordem de 20 a 25 microamperes (μA), e um sistema de alvo que permite a irradiação do oxigênio-18; e o acelerador RDS111 de 11 MeV que bombardeia seu alvo com corrente da ordem de 20 a 50 μA .

Durante o processo de produção, altos níveis de radiação são gerados pelo feixe de prótons, não apenas na caverna do CV-28 e na câmara-alvo, como também nas áreas adjacentes, o que torna indispensável uma blindagem eficaz. Embora a blindagem atual esteja mantendo os níveis de dose abaixo dos limites estabelecidos pelas normas da CNEN, a mesma foi estabelecida sem que se tenha procedido à determinação do espectro do fluxo neutrônico emitido pelo sistema alvo. No salão do acelerador RDS111, os níveis são bem mais baixos devido à sua configuração de projeto, porém foi necessário fazerem-se modificações em um de seus alvos para o aumento na produção o que elevou os níveis de taxa de dose.

Tem-se como objetivo no presente trabalho, estabelecer uma metodologia eficiente para minimização das doses recebidas pelos indivíduos ocupacionalmente expostos (IOE) nas instalações desses aceleradores devido aos alvos dos sistemas atualmente empregados na produção do ^{18}F do IEN, e para isto torna-se indispensável a determinação do espectro de energia dos nêutrons na câmara-alvo do CV-28 e do

RDS111 para posterior melhoria na blindagem e adequação de novos procedimentos para conseqüente minimização de doses recebidas pelos IOE.

O desenvolvimento da presente metodologia será feito baseado em dados experimentais, ou seja, em medidas experimentais das emissões de nêutrons oriundas da reação $^{18}\text{O}(p, n)^{18}\text{F}$ na câmara-alvo do CV-28 e no alvo do RDS111 e também na elaboração de modelos computacionais utilizando um código baseado no método Monte Carlo. Serão realizadas também medições com monitores de área calibrados e detectores de bolhas sensíveis a nêutrons. Essa metodologia também pode ser aplicada em outras instalações similares, devido á sua praticidade e baixo custo.

1.2 - Organização do trabalho

Este trabalho está organizado como se segue.

No Capítulo 2, é feita uma descrição sucinta dos aceleradores tipo cíclotron CV-28 e RDS111 e dos seus alvos.

No Capítulo 3, é feita uma descrição sobre interação de nêutrons com a matéria e análise por ativação por nêutrons, descrição básica sobre detector de bolhas e uma retrospectiva da evolução da blindagem das radiações e dos códigos de propósito geral para simulação na área nuclear.

No Capítulo 4, são apresentadas as técnicas, materiais e metodologia utilizados e propostos.

No Capítulo 5, são apresentados os resultados obtidos.

O Capítulo 6 aborda as conclusões considerações e perspectivas.

Referências bibliográficas.

Anexos

CAPÍTULO 2

DESCRIÇÃO DOS ACELERADORES DO IEN E SEUS ALVOS

2.1 - O acelerador ciclotron CV-28 do IEN

O ciclotron CV-28 do IEN é um acelerador multipartícula de energia variável do tipo isócrona, focalizado por setores. O feixe externo de partículas carregadas pode ser usado diretamente para pesquisas em Física experimental, análise por ativação com partículas carregadas, estudos dos efeitos da radiação e produção de radionuclídeos para aplicação em medicina. Dependendo do tipo do material irradiado para estes fins, o CV-28 pode produzir grandes quantidades de nêutrons rápidos e raios gama, durante as irradiações dos alvos e seus componentes, tanto para pesquisa quanto para aplicações médicas. A Figura 2.1 mostra a planta baixa do prédio do CV-28.

O CV-28 é um acelerador relativamente compacto, que com suas características originais permite acelerar feixes de prótons desde 3 até 24 MeV, partículas alfa até 28 MeV, dêuterons de 5 até 14 MeV e Helions ($^3\text{He}^{++}$) de 2 até 36 MeV. Sua resolução em energia fornecida pelo fabricante é 0,5% ou 50 keV, o que for melhor. A emitância do feixe externo, definida como sendo a área total no espaço de fases de 90° do feixe, nos planos horizontal e vertical, é garantida ser de no máximo de 50 mm-mrad.

O CV-28 tem um diâmetro polar de 91 cm e o raio de extração é de 41 cm. A intensidade média do campo magnético é de 17.400 Gauss (1,74 Tesla). O sistema de rádio-freqüência (R.F), opera na faixa de 6,5 MHz até 25,5 MHz.

O ímã do CV-28 consiste de três regiões de campo magnético intenso chamados montes e três regiões de campos fracos chamados vales, simetricamente dispostos em azimute, para fornecer focalização por setor do feixe durante a aceleração. Os montes são de ferro com a forma de cunhas de cerca de 60° de abertura. O gradiente radial do campo magnético é definido por montes e vales e pode ser limitadamente controlado por bobinas de ajuste que permitem operação com cada partícula no intervalo de energias. O feixe de partículas externas sai a uma altura de 1,52 m. Dois conjuntos de três bobinas, chamadas harmônicas, controlam o primeiro harmônico do campo para uma ótima eficiência de extração. Para se obter operação estável a corrente é regulada em 5 partes por 10^5 da corrente máxima.

A câmara de aceleração consiste de dois eletrodos, chamados D's, de aproximadamente 90° , usados em um circuito ressonante de meia-onda. A fonte de alimentação da radiofrequência também é estabilizada, o que ajuda a reduzir a dispersão em energia do feixe, minimizando flutuações de corrente no feixe acelerado. A fonte de íons é do tipo "Penning" (WOLF, B., 1995) e radialmente montada no centro da câmara de aceleração. O ajuste remoto tri-direcional dessa fonte encontra-se na mesa de controle. Um dispositivo remotamente controlado permite medir a posição e intensidade do feixe interno. Além disso, o CV-28 está equipado com sistemas de fendas internas e externas ao longo da linha de transporte do feixe, com monitoração em um sistema de diagnóstico de feixe, localizado ao lado da mesa de controle, para melhor eficiência na focalização do feixe.

A câmara de aceleração está confinada em alto vácuo mantido pelo sistema controlador de vácuo. O sistema controlador de vácuo é constituído por bombas

mecânicas e difusoras que garantem um vácuo na ordem de 10^{-5} a 10^{-6} mmHg na câmara de aceleração.

O CV-28 está inserido numa caverna, com paredes de concreto de aproximadamente 1,80m de espessura, e possui uma linha de transporte principal que se subdivide ao atingir o Ímã Distribuidor em 7 linhas de transporte secundárias, das quais 4 encontram-se no interior da caverna e 3 no exterior. Uma dessas linhas externas, mais precisamente a Linha 5, transporta o feixe de prótons até a câmara-alvo, bombardeando o gás ^{124}Xe para a produção do iodo-123 ultrapuro (TCC, Cyclotron Service and Operation Manual, 1973). A Figura 2.2 mostra o CV-28.



Figura 2. 2: Cíclotron CV-28.

2.1.1 – Descrição sucinta da caverna-alvo do flúor-18 do CV-28

Esta caverna alvo é um ambiente circundado por paredes formadas por blocos de concreto justapostos. Sobre o teto desta caverna há uma camada formada por parafina borada.

A Figura 2.3 mostra esta caverna onde se pode observar uma blindagem móvel feita com placas de polietileno e parafina.



Figura 2.3 Caverna alvo para a produção do ^{18}F no CV-28

2.2 - O acelerador RDS111 do IEN

Este é um acelerador tipo cíclotron compacto de íons negativos com energia de 11 MeV projetado para produzir radionuclídeos emissores de pósitrons. É um acelerador mais moderno e fisicamente bem menor que o CV-28. Possui uma capacidade de bombardeamento de alvo simples ou duplo, podendo produzir, em conjunto com seus módulos químicos opcionais, compostos radioativos utilizados em centros de mapeamento por imagens através de pósitrons (centros PET). O RDS111 foi projetado para operar em modo rotineiro e repetitivo e, ao mesmo tempo permite, completo controle manual somente para usuários experientes para o caso de manutenção diagnóstica ou para ambientes de pesquisa. O alvo duplo permite a flexibilidade de produzir dois radionuclídeos diferentes simultaneamente ou produção em dobro do mesmo radionuclídeo. Basicamente, para fazer uma produção, o usuário escolhe o radionuclídeo em um cardápio, embora atualmente somente ^{18}F seja produzido, então o sistema gira automaticamente o alvo selecionado para a linha do feixe, carrega o alvo, inicia o feixe e sintoniza e irradia o alvo durante o período solicitado. Logo após desliga o feixe e envia o radionuclídeo para o módulo químico para fazer o processamento.

Os íons negativos de hidrogênio (H^-) são produzidos em uma fonte de íons interna tipo “Penning” (PIG) (WOLF, B., 1995). Os íons são injetados na região de aceleração, onde têm sua energia multiplicada por oito em cada órbita à medida que cruzam os limites dos quatro eletrodos chamados “Dês”. A aceleração do feixe ocorre em um campo magnético produzido por uma bobina com enrolamento simples. Esse campo faz com que o feixe percorra uma trajetória quase espiral na direção do raio de extração.

Durante a aceleração, os íons negativos vão se movendo do centro de sua órbita até atingirem o raio de extração. Quando atingem o raio de extração esses íons encontram uma folha de carbono com 5 μm de espessura que intercepta o feixe. Os dois elétrons fracamente ligados são retirados do íon H^- , produzindo H^+ (prótons).

2.2.1 Blindagem

A blindagem do RDS111 consiste de dois blocos com intertravamento constituídos por polietileno e cimento misturado a carboneto borado. Esses blocos podem ser abertos por mecanismos eletromecânicos (Figura 2.4). Cada bloco compõe-se, basicamente, de uma camada interior (núcleo) de 30 cm de espessura contendo uma mistura de chumbo, epóxi e carboneto borado. Essa camada atenua nêutrons com energias superiores a 2 MeV, absorve a maioria da radiação imediatamente gerada por reações no alvo e absorve os nêutrons prontos produzidos por colisão na camada interior. Além dessa camada há uma outra camada com aproximadamente 70 cm de espessura composta por polietileno e concreto com carboneto borado. A função principal dessa segunda camada é moderar os nêutrons através de colisões elásticas com os átomos de seus componentes hidrogenados como o polietileno, desacelerando os nêutrons até a energia de nêutrons térmicos. Finalmente, a blindagem absorve os nêutrons térmicos através do boro presente em seus componentes, minimizando a radiação gama secundária causada por reações de captura de nêutrons por átomos de hidrogênio e outros elementos.



Figura 2.4. Vistas parciais do RDS111 com blindagem fechada e aberta

Abrindo-se a blindagem, tem-se acesso à área dos alvos, aos componentes internos do ciclotron, às bombas de vácuo e demais áreas de manutenção e serviço.

Essa blindagem se move sobre trilhos colocados sob cada bloco os quais se movem simultaneamente, tanto abrindo como fechando.

A blindagem foi projetada para manter as taxas de exposição e doses recebidas pelos IOE consistentes com as normas da agência reguladora norte-americana (NRC).

A blindagem, segundo o fabricante, é eficiente para várias formas de radiação, como: nêutrons rápidos, nêutrons prontos e radiação gama de alta energia e outras desde que o sistema seja operado e realizado a manutenção dentro dos procedimentos e protocolos estabelecidos (CTI, RDS111, Introduction and Theory, 1998).

CAPÍTULO 3

Aspectos Teóricos

3.1. A Interação de Nêutrons com a Matéria

A interação dos nêutrons com a matéria é muito diferente daquela com partículas carregadas ou fótons, pois os nêutrons ignoram a presença dos elétrons da camada eletrônica e não são afetados pelos campos eletrostáticos produzidos pela eletrosfera ou pelo núcleo. Dessa forma, os nêutrons passam através das camadas eletrônicas dos átomos e vão interagir diretamente com os núcleons dos átomos. Dois processos principais regem as interações com a matéria (DUDERSTADT e HAMILTON, 1976):

1) Espalhamento elástico (n,n) - A estrutura nuclear não sofre alterações e a interação é uma simples transferência de energia cinética e de quantidade de movimento, podendo essas interações ser descritas como o choque elástico de duas esferas rígidas. Nesse processo, o nêutron reaparece e o núcleo é deixado no estado fundamental;

2) Absorção - O nêutron é capturado pelo núcleo, modificando-o. A energia cinética não é conservada e uma fração dela excita o núcleo formado, que depois tende a seu estado fundamental. A partir do estado excitado do núcleo, vários fenômenos podem ocorrer, os principais sendo: *i) espalhamento inelástico (n,n'), ($n,n\gamma$)* - o nêutron incidente deve possuir energia superior a um certo limiar; um outro nêutron é emitido pelo núcleo composto, que atinge o seu estado fundamental emitindo, na maioria das vezes, raios gama; *ii) a captura radioativa* - o núcleo composto formado num estado excitado energeticamente, atinge a estabilidade pela emissão de um ou mais fótons ou partículas. Podem ocorrer reações do tipo (n,p), ($n,2n$), (n,γ) ou (n,α); *iii) fissão nuclear*

- nesse caso o núcleo composto de um átomo pesado é separado em dois ou mais fragmentos e, em geral, são produzidos dois ou três novos nêutrons.

A probabilidade de uma reação nuclear ocorrer é medida pelas suas seções de choque. A seção de choque microscópica, σ , representa a área alvo oferecida pelo núcleo para um nêutron incidente, determinando a probabilidade de ocorrência de uma reação nuclear envolvendo um nêutron. A unidade de seção de choque microscópica é o barn (**b**) e é medida em dimensões de área, isto é, $1 \text{ b} = 10^{-24} \text{ cm}^2$. A probabilidade de um determinado nêutron interagir com um núcleo de um átomo é extremamente pequena. A seção de choque microscópica total, σ_t , é igual à soma da seção de choque microscópica de absorção, σ_a , e da seção de choque microscópica de espalhamento, σ_s , isto é,

$$\sigma_t = \sigma_a + \sigma_s \quad (2.1)$$

A seção de choque de absorção pode ser dividida em várias componentes, ou seja,

$$\sigma_a = \sigma_{in} + \sigma_{cr} + \sigma_f + \dots \quad (2.2)$$

onde:

- σ_{in} – é a seção de choque microscópica de espalhamento inelástico;
- σ_{cr} – é a seção de choque microscópica para captura radioativa; e
- σ_f – é a seção de choque microscópica de fissão.

Cada modo de interação compete com outros. Logo, a fração de colisões que resulta numa reação particular dependerá da seção de choque relativa para a reação envolvida. No entanto, em certas energias, algumas das interações não ocorrem ou são desprezíveis, não colaborando na seção de choque total.

Quanto maior a seção de choque total, maior a probabilidade de um nêutron incidente ser absorvido ou espalhado. Os valores de seção de choque são funções da energia do nêutron incidente e da estrutura nuclear do núcleo alvo. A seção de choque de absorção para muitos núcleos é inversamente proporcional à velocidade (v) do nêutron, para energias baixas (lei $1/v$). Além disso, picos de absorção podem ocorrer em certas energias. Esses picos são causados por ressonâncias que ocorrem quando a energia do nêutron incidente é igual a um nível particular de energia do núcleo-alvo.

3.1.1. Divisão dos Nêutrons em Grupos de Energias

Os nêutrons, assim como os raios-X e os raios γ , podem ser produzidos numa larga faixa de energias, apresentando propriedades de atenuação substancialmente diferentes para diversas energias. A divisão dos nêutrons em grupos de energia (E_n) é arbitrária, sendo a utilizada neste trabalho a mesma classificada por (BERGER, 1965), ou seja,

- Térmico: $0,01 < E_n < 0,3$ eV;
- Epitérmico: $0,3$ eV $< E_n < 10$ keV; e
- Rápido: 10 keV $< E_n < 20$ MeV.

Os nêutrons térmicos são aqueles que estão em equilíbrio térmico com o meio à temperatura ambiente. Isto acontece quando o nêutron, ao atravessar a matéria, sofre colisões, perdendo energia até que atinja uma distribuição em equilíbrio com a dos átomos e moléculas do meio. No equilíbrio, os nêutrons térmicos apresentam uma distribuição de velocidade do tipo maxwelliana e a energia mais provável tem o valor de

0,025 eV a 20 °C. Em trabalhos experimentais, consideram-se nêutrons térmicos aqueles que possuem energias abaixo de 0,4 eV, o que corresponde a uma diminuição brusca na seção de choque de absorção do cádmio.

3.2 Blindagem das radiações

Embora na época da descoberta da radioatividade não se conhecesse ainda a vasta amplitude dos efeitos danosos que as radiações podiam produzir nos tecidos dos seres vivos, tais efeitos logo começaram a se evidenciar, até mesmo de forma trágica. Como consequência, procurou-se proteger o ser humano contra estas radiações utilizando um material absorvedor entre a fonte radioativa e a pessoa ou objeto que se desejava proteger, de tal forma que a intensidade da radiação fosse atenuada até níveis não danosos (GAVAZZA, 1986).

O primeiro uso de uma blindagem que se tem notícia data de 1896 quando o Dr. Emil Herman Grubbe tratou um paciente com aplicações de raios X. As partes do corpo que não deveriam ser irradiadas foram protegidas com chumbo (GRUBBE, 1933). Esse fato tornou-se importante porque é considerado o primeiro uso terapêutico da radiação e da blindagem como proteção ao ser humano (GAVAZZA, 1986).

Embora haja este registro, ainda não existia, à época, um trabalho bem organizado e orientado com o intuito de desenvolver métodos de cálculo para dimensionamento e implementação de blindagens eficientes.

No início do século XX, com o conhecimento gradual dos danos provocados pelas radiações, tornou-se comum o uso de materiais pesados para blindagem dos raios X. Conheciam-se inicialmente apenas fatores exponenciais de atenuação, camadas semi-redutoras e alguns coeficientes de absorção. Mais tarde, com a descoberta do nêutron (KAPLAN, 1978) em 1932, o surgimento dos aceleradores de partículas carregadas,

reatores nucleares e outras fontes emissoras de nêutrons, passou-se a enfatizar o estudo das blindagens de forma mais sistemática. Esses estudos evidenciaram que os materiais densos eram bons atenuadores de raios gama, enquanto os materiais hidrogenados eram bons atenuadores de nêutrons. Além disso, estes estudos mostraram que o conceito baseado apenas em atenuação exponencial, em termos de seção de choque total, era muito grosseiro para o cálculo da atenuação da radiação na matéria.

No final da década de 40 e início da de 50, foram iniciadas pesquisas visando ao aproveitamento da energia nuclear na propulsão naval, aeroespacial e na transformação em energia elétrica (OTTO, 1983). Esses estudos contribuíram bastante para o desenvolvimento dos cálculos de blindagem, de tal forma que esses primeiros estudos e experimentos deram consistência à tecnologia da blindagem, tornando-a um campo específico da área da engenharia nuclear.

Uma fonte de radiações nucleares pode ser composta de vários tipos de radiações: partículas α , β , neutrinos, fragmentos de fissão, nêutrons e radiação gama. Para que se possa trabalhar em segurança nas proximidades de tais fontes, é necessário que as radiações e partículas que delas emanam, sejam absorvidas ou atenuadas eficientemente pela blindagem. As partículas α , β e os produtos de fissão são geralmente freados no início da blindagem. Os neutrinos, por serem muito penetrantes, atravessam a blindagem sem serem afetados e esta característica faz com que a probabilidade de interação com os materiais, incluindo o tecido humano, seja muito pequena, não havendo probabilidade de danos biológicos. Restam, portanto, os raios X, os nêutrons e os raios gama que apresentam maior probabilidade de penetrar e interagir com os materiais do meio que os envolve. Assim, materiais ou compostos de materiais que atenuem eficientemente essas últimas radiações, automaticamente atenuarão as

demais eficientemente. Logo, o problema se reduz à atenuação de nêutrons e fótons (GAVAZZA, 1986).

Podemos, então, nos concentrar no cálculo da blindagem para estes dois tipos de radiação. O cálculo de uma blindagem eficiente para uma fonte emissora como a descrita acima envolve o cálculo da penetração dos nêutrons e gama nos materiais que circundam a fonte. Daí a importância da determinação da distribuição energética de nêutrons e raios gama em um meio, pois através dessa distribuição podemos calcular as taxas de dose e avaliar os danos provocados por essas radiações no meio considerado. A determinação dessa distribuição implica no conhecimento de parâmetros que descrevam a interação da radiação e também de modelos matemáticos adequados que descrevam o comportamento desta no meio considerado (OTTO, 1983).

3.2.1 - Revisão de algumas técnicas de cálculo

As técnicas de cálculo evoluíram com o avanço tecnológico dos computadores, bem como o desenvolvimento de métodos numéricos mais eficientes. O modelo matemático que descreve o comportamento da radiação em meios materiais é dado pela equação de transporte, introduzida por Boltzmann (DUDERSTADT E HAMILTON, 1976). No processo de transporte, a radiação sofre espalhamentos, podendo ser absorvida e originar radiações secundárias. Assim, esta equação descreve a radiação em termos de energia, posição e direção. Porém, nem sempre é possível ou mesmo conveniente a solução dessa equação em cálculos de blindagem. Por isso, é comum decompor-se a radiação em duas componentes: a espalhada e a não espalhada. O cálculo da componente não espalhada envolve, normalmente, apenas considerações geométricas, enquanto o cálculo da espalhada é bem mais complexo. Uma opção é encontrar a solução para a componente não espalhada e corrigi-la através do fator de

crescimento, “*Build-up factor*”. Este fator corrige a componente não espalhada, levando em consideração os espalhamentos múltiplos das partículas no sistema. Valores calculados e tabelados deste fator para diversos materiais e profundidades de penetração encontram-se em diversas referências (WOOD, 1982, ATTIX, 1986).

A técnica de núcleo pontual foi um dos primeiros métodos utilizados em cálculos de penetração profunda, principalmente em relação a raios gama em meios materiais. Essa técnica consiste em expressar o fluxo de partículas num ponto qualquer, devido a uma fonte com distribuição arbitrária, como o somatório das contribuições individuais dos pontos que constituem a fonte, no ponto de interesse (WOOD, 1982). Nesse método, o campo de radiação é dividido em duas componentes: espalhada e não espalhada. A componente espalhada (que não colide) é corrigida pelo fator de *Build-up*. Esta técnica é muito utilizada nos cálculos de blindagem de cascos para transporte de combustíveis irradiados e fontes seladas de radionuclídeos. Entre os códigos nucleares que utilizam este método encontram-se MYRA, QAD e ISOSHILD (DUDDERSTADT AND HAMILTON, 1976).

As técnicas de núcleo pontual para análise de penetração de fótons e de nêutrons evoluíram de modo diferente. No transporte de raios gama, o núcleo pontual é simples e os fatores de crescimento foram desenvolvidos principalmente por métodos numéricos, Momentos e Monte Carlo. Já no caso dos nêutrons, a maioria dos parâmetros usados são quantidades obtidas por medidas experimentais (GAVAZZA, 1986).

Nos últimos anos os códigos computacionais baseados no método de Monte Carlo têm demonstrado sua potencialidade e grande aplicabilidade na área nuclear. Por isso faremos uma abordagem sucinta sobre os códigos mais utilizados, na seção seguinte.

3.3 - Códigos computacionais baseados no método de Monte Carlo com aplicação na área nuclear

Código de propósito geral é o nome dado aos códigos destinados ao estudo das diferentes aplicações das radiações ionizantes, que vão desde a área médica até aplicações na indústria, no meio-ambiente e em tecnologia de reatores nucleares. Devido à natureza estocástica da emissão da radiação e por conseguir reproduzir praticamente todos os processos de interação da radiação com a matéria, o método de Monte Carlo tem servido como base para construção de diferentes códigos. Entre todos os códigos que utilizam o método de Monte Carlo, podem se destacar três códigos de propósitos gerais de domínio público, amplamente validados e utilizados no mundo: EGS4, GEANT e MCNP.

EGS4

Originalmente desenvolvido pelo *Stanford Linear Accelerator Center* (SLAC) em 1985, o código EGS4 – *Electron Gamma Shower Version 4* é um código de propósito geral para o transporte acoplado de fótons e elétrons em uma geometria arbitrária, com energias que vão de poucos keV a energias acima de TeV (NELSON et al., 1985). O EGS4 é um código de macros e sub-rotinas, no qual o usuário escreve um arquivo de aplicação em FORTRAN ou MORTRAN (*macro-enhanced* FORTRAN), que será lido pelos macros e sub-rotinas de EGS4. O código é bem conhecido pelo transporte detalhado de elétrons e fótons, e pela flexibilidade na definição do termo fonte em termos de distribuição de energia, tempo, posição e direção. Embora seja considerado o estado-da-arte no transporte de fótons e elétrons, o código EGS4 requer do usuário um conhecimento avançado de programação em FORTRAN ou MORTRAN.

GEANT (Geometry And Tracking)

O código GEANT foi originalmente desenvolvido para experimentos na área de física de altas energias, mas tem encontrado aplicações fora deste domínio nas áreas médica, ciências biológicas, proteção radiológica e Astronáutica (Brun et al., 1987). A aplicação principal do GEANT é o transporte de partículas através de um aparato experimental para a simulação da resposta de detectores, permitindo a representação gráfica do aparato e da trajetória da partícula. GEANT é escrito na linguagem C⁺⁺, e o usuário pode definir virtualmente qualquer característica do modelo simulado. Algumas dessas características incluem geometria, composição dos materiais, e um grande banco de dados de partículas e de numerosos processos que podem ocorrer com cada partícula. Semelhantemente ao EGS4, o código GEANT requer avançado conhecimento da linguagem C⁺⁺ por parte do usuário.

MCNP

O código MCNP, desenvolvido no “Los Alamos National Laboratory” (LANL) nos Estados Unidos, apresenta diversas características e flexibilidades que permitem utilizá-lo em diversas áreas relacionadas à energia nuclear. Algumas dessas características são:

- i) todas as distribuições de fonte, distribuições para energia, tempo, posição e direção, assim como superfícies ou células de onde as radiações são emitidas podem ser definidas em um arquivo de entrada, não requerendo do usuário conhecimento de linguagens de programação como FORTRAN, MORTRAN, C⁺⁺.

- ii) o MCNP possui ferramentas internas muito poderosas para definir geometrias;

- iii) o usuário pode modificar a forma como as histórias são analisadas utilizando uma variedade de comandos assim como corrente de partículas, fluxo de partículas e

deposição de energia;

iv) o usuário pode obter como resposta um sumário do problema. Isto pode auxiliar a compreensão da física da simulação feita por Monte Carlo e a localização de erros;

v) o MCNP possui também resultados normalizados e incertezas estatísticas relativas.

As três versões de MCNP mais utilizadas atualmente são: MCNP4C, MCNP5 e MCNPX. A versão MCNP4C é a base dos códigos MCNP5 e MCNPX. MCNP4C é um programa inicialmente utilizado para simular nêutrons, fótons e elétrons no intervalo de energia entre 10^{-11} MeV a 100 MeV para nêutrons, 1 keV a 100 GeV para fótons e 1 keV a 1 GeV para elétrons. A versão MCNP4C pode ser utilizada em diferentes modos: nêutrons somente, fótons somente, elétrons somente, transporte combinado de nêutrons e fótons, onde os fótons são produzidos pelas interações dos nêutrons, nêutron/fóton/elétron, fóton/elétron ou elétron/fóton. Para nêutrons, todas as reações dadas em uma seção de choque particular são quantificadas. Nêutrons térmicos são descritos por ambos os modelos do gás livre e modelo $S(\alpha, \beta)$ (PELOWITZ, 2005). O modelo de tratamento de nêutrons térmicos $S(\alpha, \beta)$ é uma representação completa do espalhamento de nêutrons térmicos por moléculas e sólidos cristalinos. Para fótons, o código considera espalhamento coerente e incoerente, a possibilidade de ocorrer fluorescência após absorção fotoelétrica, absorção em produção de pares com emissão local de radiação de aniquilação e “bremsstrahlung” (radiação de freamento). O transporte de elétrons inclui pósitrons, raios-X de captura K e bremsstrahlung, mas não inclui campos externos ou auto-induzidos. Outras características importantes que tornam o MCNP4C muito versátil e fácil para uso incluem poderosos comandos para geração do termo fonte, fontes para cálculo de criticalidade, fontes superficiais e fontes inseridas em células volumétricas, recursos para visualização da geometria de irradiação e arquivos de saída, uma rica coleção de técnicas de redução de variância, uma

extensiva coleção de bibliotecas de seção de choque e uma estrutura flexível para cálculo das grandezas de interesse. Embora muito versátil, o MCNP4C é orientado para modelar problemas com geometrias que contenham um grande número de células.

MCNP5 é uma versão aprimorada do MCNP4C (X-5 Monte Carlo Team, 2003). Este inclui aperfeiçoamentos na física de transporte de fótons, adição de novas técnicas de redução de variância, novas opções de termos fonte e aperfeiçoamento no suporte para utilização do código em paralelo, porém considera as principais características da versão MCNP4C.

A versão MCNPX é uma combinação do código MCNP4C com o código de transporte e interação de núcleos, píons, múons, íons leves e anti-nucleons em geometrias complexas LAHET (*Los Alamos High-Energy Transport*) (Prael, 1989). MCNPX contém todas as capacidades de MCNP4C e MCNP5, adicionando-se a capacidade de transportar 34 novos tipos de partículas (prótons, íons leves e outras), expansão da faixa de energia das partículas simuladas e características, que muitas comunidades científicas, especialmente as comunidades de física médica e de aceleradores, julgaram ser importantes em códigos de modelagem computacional. Em MCNPX, novos modelos físicos de simulação, técnicas de redução de variância e novas técnicas de análise de dados foram implementadas, além de atualizações das bibliotecas de seção de choque, o que torna esta versão, superior a todas as distribuições de MCNP existentes, inclusive no aspecto tempo de simulação. Assim, considerando-se a superioridade e facilidade no acesso ao MCNPX, todas as modelagens deste trabalho foram desenvolvidas utilizando a versão 2.5.0, ORNL, Abril, 2005 (PELOWITZ, 2005).

3.4 Análise por Ativação Neutrônica

A técnica de análise por ativação de nêutrons é muito importante em estudos

relacionados com danos de irradiação em sólidos, cálculo de blindagens e produção de radionuclídeos. Pode-se realizar estudos de materiais, identificando-os com exatidão utilizando-se esta técnica. Através dela podemos conhecer o espectro de nêutrons de um acelerador ou um reator nuclear para elaboração de uma blindagem eficiente. Uma vez que o nêutron não possui carga, ele só interage com o núcleo do átomo, e para detectá-lo utilizamos uma forma indireta que é a medida da radiação gama emitida na reação produzida por sua interação com o núcleo. Os requisitos básicos para se aplicar esta técnica são: o conhecimento da reação que ocorre quando o nêutron interage com o núcleo alvo, um instrumento que detecte radiação gama com boa precisão e acesso a materiais adequados (KOSKINAS, 1979).

No presente trabalho, usou-se esta técnica para determinação do fluxo neutrônico nos alvos dos aceleradores CV-28 e RDS111.

3.5 Detectores de Bolhas

Os detectores de bolhas vêm tendo larga aplicação em vários campos da Física, sobretudo na área das radiações, nuclear, espacial e de altas energias. Nas suas formas mais simples o detector de bolhas consiste de um frasco de policarbonato preenchido por um polímero gel equivalente de tecido onde se dispersam as gotículas de líquido superaquecido, sendo o *freon* o material mais comum para tal finalidade, com gotículas de cerca de 10 μ m.

A Tabela 3.1 apresenta os tipos de *freons* utilizados como líquidos superaquecidos para a confecção de detectores de radiação e algumas de suas propriedades físicas.

Tabela 3.1: Exemplos de *freons* utilizados em detectores de bolhas [58]

Líquido	R-12	R-21	R-22	R-115	R-114
Fórmula Química	CCl_2F_2	$CHCl_2F_2$	$CHClF_2$	C_2ClF_5	$C_2Cl_2F_4$
Peso Molecular	120,91	102,92	80,47	154,47	170,93
Ponto de Ebulição (° C)	-29,79	8,92	-40,75	-38,7	3,77
Tensão Superficial (dyn/cm)	9	18	8	5	13
Densidade (g/cm ³)	1,293	1,354	1,175	1,291	1,456

O *freon* mais utilizado para detecção de nêutrons é o R-12 (*diclorofluormetano*), sensível a nêutrons a partir da faixa térmica, sendo que o R-114 (*diclorotetrafluormetano*) também é bastante usado na detecção de íons pesados e nêutrons com maiores limiares de energia.

O volume da emulsão superaquecida dispersa no polímero é de poucos centímetros cúbicos – cerca de 1% do volume do frasco – e as propriedades ópticas do material que o envolve são escolhidas de modo que a emulsão pareça virtualmente transparente enquanto que as gotículas estejam suspensas em seu líquido estacionário, introduzindo-se o R-114 na emulsão a fim de reduzir-se o tamanho das bolhas, dependendo da pressão exercida pelo vapor que é desejada (RAMALHO, 2010).

Antes da polimerização, para que as gotículas superaquecidas – com aspecto semelhante ao óleo – não mudem de posição e se sobreponham umas às outras, adiciona-se a elas um sal pesado, como o cloreto de cério, a fim de igualar suas densidades com a do polímero – com aspecto semelhante à água (RAMALHO, 2010).

3.5.1 Espectrômetro Detector de Bolhas

O *Espectrômetro Detector de Bolhas* (mais conhecido como *BDS* – nome que será utilizado daqui por diante) foi utilizado na parte experimental do presente trabalho. Tem como principal finalidade a espectrometria de nêutrons em baixa resolução, na faixa de 10 keV a 20 MeV.

Os *BDS* se baseiam em detectores de bolhas especialmente desenvolvidos para

possuírem diferentes limiares de energias para nêutrons, aplicando a propriedade básica dos líquidos superaquecidos da diminuição da energia dos nêutrons necessária para causar nucleação com o aumento do grau de superaquecimento. Para isso, várias amostras de líquidos superaquecidos com diferentes pontos de ebulição foram utilizadas, correspondentes aos diversos limiares energéticos. Cada conjunto de BDS, ilustrado na Figura 3.7, possui 36 detectores, sendo seis de cada limiar energético: 10 keV, 100 keV, 600 keV, 1 MeV, 2,5 MeV, 10 MeV. O limiar energético para nêutrons produzirem bolhas por núcleos de recuo diretamente varia com o nível do superaquecimento, com este limiar diminuindo com o aumento do nível do superaquecimento.



Figura 3.7. Conjunto de Detectores BDS-36 (RAMALHO, 2010)

CAPÍTULO 4

METODOLOGIA E MATERIAIS

O método empregado para minimização das doses recebidas pelos IOE (indivíduos ocupacionalmente expostos) nas instalações do CV-28 e do RDS111 consiste, primeiramente, no levantamento do espectro energético de nêutrons presentes nas câmaras-alvo de produção dos cíclotrons ^{18}F (CV-28) e do RDS111 através de atividades induzidas em detectores de ativação para posterior determinação do fluxo de nêutrons. Foram realizadas medições com monitores de nêutrons calibrados em pontos da instalação do CV-28 e do RDS. Foram também utilizados detectores de bolhas sensíveis a nêutrons, classificados por faixas de energia, obtendo-se informação sobre o fluxo neutrônico no salão do RDS111 visando à otimização de algumas práticas radiológicas nessas instalações. Após o levantamento de dados experimentais selecionou-se os dados com menor dispersão

A seguir utilizaram-se os dados construtivos dos alvos do CV-28 e do RDS111 como dados de entrada para o programa MCNPX, que fornecerá valores de fluxo de nêutrons em diferentes faixas de energia. Faz-se então a comparação e análise dos resultados experimentais e simulados formando modelos computacionais. Os resultados obtidos foram usados para o estabelecimento de ações que otimizem blindagens e práticas radiológicas com o objetivo de manter as doses associadas tão baixas quanto razoavelmente exequível e sempre menores que os limites primários permitidos pelas normas da CNEN, tanto para IOE quanto para indivíduos do público. Uma abordagem sucinta sobre propagação de erros aplicados às grandezas utilizadas é apresentada no Anexo I.

4.1 Descrição da metodologia

A metodologia adotada no presente trabalho foi dividida em cinco etapas:

i) Estimativa da energia máxima dos nêutrons produzidos nas câmaras-alvo do CV-28 e do RDS111 e escolha dos detectores de ativação por nêutrons e aquisição de detectores de nêutrons tipo bolhas (“neutron bubble detectors”) para levantamento do espectro neutrônico através do método de AAN (Análise por Ativação por Nêutrons);

(ii) Levantamento das curvas de eficiência do detector semiconductor ultrapuro HPGE GC 3018 estimando a melhor distância a ser utilizada para leitura das folhas (detectores) de ativação com baixa perda ou baixo tempo morto;

iii) Preparação e posicionamento dos detectores de ativação junto aos alvos e medição das atividades induzidas nos detectores de ativação para determinação do espectro energético de nêutrons e cálculo das seções de choque médias para cada faixa de energia medida para obtenção dos fluxos médios em cada faixa;

iv) Formação do espectro neutrônico com os valores experimentais obtidos na etapa anterior;

v) Modelagem computacional utilizando o código MCNPX versão 2.5, a partir dos dados construtivos dos alvos e comparação dos valores computacionais com os experimentais visando à implementação de procedimentos de minimização das doses recebidas pelos IOE.

4.2. - Estimativa da energia máxima dos nêutrons produzidos nas câmaras-alvo

A Figura 4.1 mostra o que ocorre na câmara-alvo para produção do Flúor-18. O feixe de 24 MeV é degradado até atingir o elemento-alvo que se constitui de H_2^{18}O com feixe de aproximadamente 19,5 MeV. Sabendo-se que a reação $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$ consome cerca de 2,5 MeV (PRITYCHENKO AND SONZOGNI, 2008) então a energia máxima dos nêutrons após a reação será de 17 MeV (resultado de 19,5 MeV incidente menos 2,5 MeV).

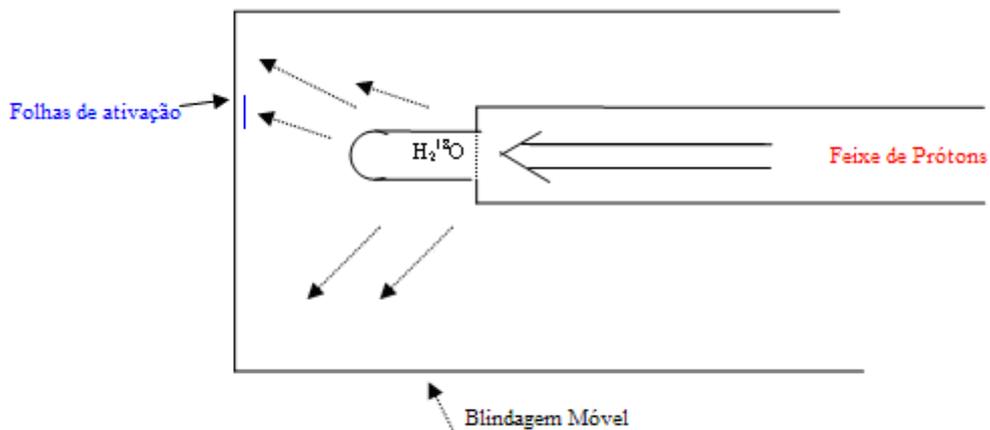


Figura 4.1. Esquema que representa o feixe de prótons do CV-28 incidindo no alvo para produção do fluor-18.

Podemos resumir os cálculos efetuados da seguinte forma (GOVE E WAPSTRA, 1972; HARALD, 1972):

$$Q = T_E + T_R - T_I - T_T \quad (4.1)$$

onde:

Q = energia liberada na reação,

T_E = energia cinética da partícula (nêutron) emitida,

T_I = energia cinética da partícula incidente (próton),

T_R = energia cinética do núcleo de recuo, e

T_T = energia cinética do núcleo alvo.

Assumindo T_T e T_R muito pequenos, tem-se:

$$Q \approx T_E - T_I \quad (4.2)$$

Para a reação $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$, sendo $Q \cong - 2,574$ MeV (PRITYCHENKO AND SONZOGNI, 2008), tem-se :

$$T_E \cong 19,5 - 2,57 \text{ MeV} \cong 17 \text{ MeV} \quad (4.3)$$

Observa-se pela equação (4.3) que poderá haver produção de nêutrons até 17 MeV. Para cobrir as faixas de energia de zero até 17 MeV, de modo a poder-se medir o maior número possível de faixas, escolheram-se os seguintes detectores de ativação, dentre os materiais disponíveis: ^{197}Au , ^{115}In , ^{58}Ni e ^{27}Al . A partir da seção 4.3, este assunto será mais detalhadamente abordado.

Fazendo desenvolvimento análogo para o RDS111, cuja energia de aceleração dos prótons é 11 MeV, teremos uma energia máxima para os nêutrons gerados, pela mesma reação no alvo, de aproximadamente de 8,5 MeV.

4.3 - Posicionamento das folhas de ativação em relação ao detector HPGE GC 3018

Para fazer a espectrometria das amostras listadas na Tabela 4.1 (folhas de ativação), é necessário conhecer-se a atividade (Bq) dessas amostras, a forma do espectro gerado e o tempo morto apresentado pelo detector HPGE. As amostras foram irradiadas e posicionadas a diferentes distâncias da região sensível do detector. Em cada situação, observava-se a forma do espectro resultante, a incerteza calculada pelo programa analisador e o tempo morto associado. Essas características foram consideradas como critério para determinação da melhor distância entre a amostra e o detector, ou seja, os espectros obtidos precisavam apresentar uma forma mais semelhante possível a uma “Gaussiana”, com menor incerteza em relação à área líquida obtida e o menor tempo morto. Esses dados são fornecidos pelo programa analisador Genie 2000 da Canberra Industries descrito mais adiante. Desta forma obtiveram-se vários espectros, escolhendo-se a distância cujos espectros apresentados pelas diferentes amostras satisfizessem os critérios acima descritos. A distância escolhida foi de 8,3 cm da região sensível do detector HPGE GC 3018.

O levantamento da curva de eficiência na distância escolhida será apresentado no capítulo 5.

Para a realização das medições apresentadas nas próximas seções, foram empregados os materiais e equipamentos descritos a seguir e apresentados na Figura 4.2:

- Detector semiconductor de germânio puro HPGE mod. GC 3018 da Canberra.
- *High Voltage Power Supply* mod. 3106D Canberra (ajustada para a tensão de operação de 2.500 V)
- Microcomputador PC Pentium-100.

- Amplificador mod. 2022 da Canberra
- Software *Genie 2000 Gamma acquisition & Analysis* v 1.4 , nov, 1999 by Canberra Industries.
- Balança de precisão SARTORIUS modelo BP221S da SARTORIUS AG GOTTINGEN ser. No. 80104826, com resolução de 0,1 mg.

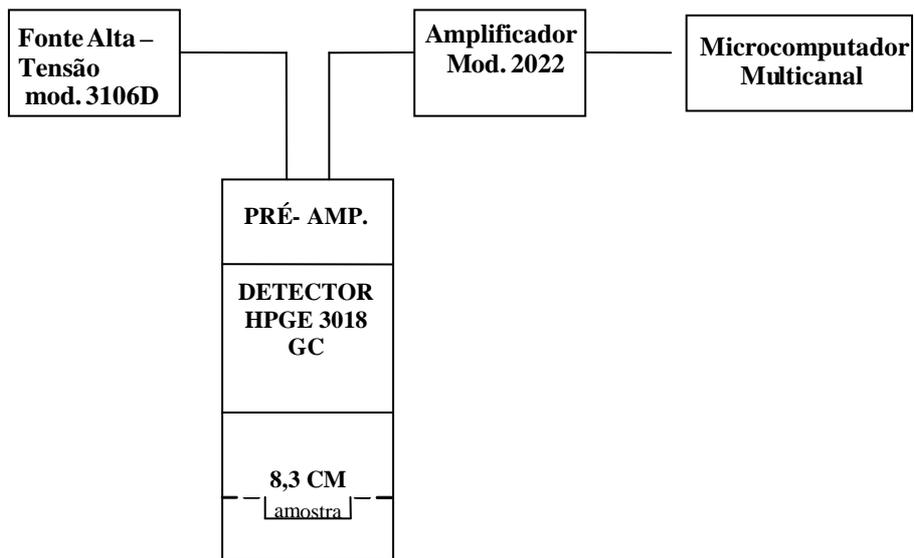


Figura 4.2. Diagrama de bloco do sistema eletrônico de medição.

Tabela 4.1 Especificações de algumas das folhas de ativação.

Folha Ativada (pureza 99,9%)	Faixa de Energia	Diâmetro ou aresta (mm)	Espessura (mm)	Geometria	Massa da Folha(g)			
					f1	f2	f3	f4
Au	baixa	10	0,013	Circular	0,0179	0,0180	0,0176	0,0181
In	média e alta	10	0,200	Circular	0,1306			
		13	0,270	Circular	0,1907			
Ni	alta	10	0,260	Retangular	0,2512	0,2651	0,2440	0,2365
		9	0,260	Retangular	0,2651			
Al	alta	10,9	0,70	Circular	0,2623	0,26301	0,2626	0,741

4.4 - Método empregado nas medições dos fluxos de nêutrons na câmara-alvo do CV-28 e do RDS111

Com o objetivo de se cobrir todas as faixas de energia, ou seja, nêutrons térmicos, epitérmicos e rápidos, classificados conforme mostra a Tabela 4.2, foram utilizados detectores de limiar (folhas de ativação) para levantar o espectro de nêutrons da câmara-alvo. Para determinação das faixas de fluxos térmicos e epitérmicos foram utilizadas folhas de ouro, cobertas com cádmio e descobertas.

Tabela 4.2: Classificação dos nêutrons em função da energia [BERGER, 1965].

Tipo	Energia
Térmico	0,01 até 0,3 eV
Epitérmico	0,3 eV até 10 keV
Rápido	10 keV até 20 MeV

Para os nêutrons de alta energia (faixa rápida), foram utilizadas folhas de índio, alumínio e níquel (99,9% de pureza). Estas folhas de ativação foram expostas ao fluxo neutrônico da câmara-alvo para serem posteriormente submetidas a contagens no detector semicondutor de germânio puro modelo HPGe GC3018 da Canberra. Através das medidas de suas atividades corrigidas, chegou-se ao valor de suas atividades de saturação. Feito isto, levantou-se o valor médio das seções de choque para cada reação de ativação em cada faixa de energia, chegando assim a valores médios de fluxo para cada intervalo de energia considerado.

4.4.1 Procedimentos para as medidas dos fluxos térmico e epitérmico

Nas medidas dos fluxos térmico e epitérmico de nêutrons, foram utilizadas folhas finas de ouro para evitar-se perturbação no fluxo [KOSKINAS, 1979]. Considerando o fluxo de nêutrons constante na folha de ativação, a atividade de saturação é dada pela equação [PRICE, 1964].

$$A_S = N_T \int \sigma_a(E) \phi(E) dE \quad (4.4)$$

Onde:

N_T = número total de átomos alvo na folha de ativação,

$\sigma_a(E)$ = seção de choque de ativação na energia E,

$\phi(E)$ = fluxo de nêutrons a partir da energia E.

No caso de detectores usados para nêutrons de baixa energia, é conveniente dividir a atividade em duas partes, conforme seja produzida por nêutrons térmicos ou epitérmicos.

A atividade de saturação será dada por (PRICE, 1964) :

$$A_S = A_{ST} + A_{SE} \quad (4.5)$$

Onde:

A_{ST} é atividade de saturação devida a nêutrons térmicos, e

A_{SE} é a atividade de saturação devida a nêutrons epitérmicos.

As atividades devidas aos dois grupos de nêutrons podem ser determinadas separadamente através do método experimental da diferença de cádmio. Duas folhas

finas de ouro, de mesma massa, geometria e espessura, são irradiadas pelo mesmo fluxo de nêutrons, sendo uma delas envolta por uma cobertura de cádmio e a outra mantida descoberta. Através da diferença entre as duas ativações, determina-se a ativação térmica.

A seção de choque de absorção do cádmio varia com a energia de forma tal que o cádmio absorve os nêutrons com energia abaixo de 0,4 eV. Assim, a atividade induzida na folha coberta com cádmio, $A_{S(\text{co})}$, será devida aos nêutrons térmicos. Contudo, esta será menor do que A_{SE} , a atividade devida aos nêutrons epitérmicos na folha nua, pois há uma absorção destes nêutrons pelo cádmio. Desta forma, o fator de correção, F_{Cd} , é o fator que corrige a absorção de alguns nêutrons epitérmicos no cádmio (PRICE, 1964), sendo dado por

$$F_{Cd} = \frac{A_{SE}}{A_{S(\text{co})}} \quad (4.6)$$

Onde:

A_{SE} é a atividade induzida pelos nêutrons epitérmicos, e

$A_{S(\text{co})}$ é a atividade induzida na folha envolta em cádmio.

Combinando as equações 4.5 e 4.6, obtém-se:

$$A_{ST} = A_S - F_{Cd} \cdot A_{S(\text{co})} \quad (4.7)$$

Este fator de correção (ZOBEL, 1963) depende do tipo, do peso e da espessura do cádmio (PRICE, 1964) No presente trabalho, o valor deste fator é 1,085. Desta forma, podemos escrever que:

$$A_{ST} = A_{te} \infty = \text{atividade de saturação devido aos nêutrons térmicos} \quad (4.8)$$

$$A_{S(co)} = A_{ep} \infty = \text{atividade de saturação devido aos nêutrons epitérmicos} \quad (4.9)$$

A determinação da atividade de saturação permitirá a obtenção do fluxo neutrônico a partir da taxa de reação e da seção de choque para a reação. Desta forma, temos:

$$\Phi(E) = \frac{R}{\sigma_{act}(E)} \quad (4.10)$$

$$R = \frac{A_s}{n} \quad (4.11)$$

onde:

Φ = fluxo de nêutrons na posição do alvo ($n/cm^2.s$),

R = taxa de reação ,

$\sigma_{act}(E)$ = seção de choque microscópica da reação com o material alvo

(barns)

n = número de átomos alvo do detector de ativação.

Mas, tem-se também que:

$$n = \frac{Na.f.m}{M} \quad (4.12)$$

Onde:

Na = número de Avogadro,

f = fração isotópica da folha de ativação,

m = massa da folha de ativação,

M = massa atômica.

A atividade de saturação da folha de ativação pode ser obtida através da seguinte relação (SUITA, 1994):

$$A_s = \frac{A_f \cdot \lambda \cdot t_c}{(1 - e^{-\lambda t_c})(1 - e^{-\lambda t_i})} \quad (4.13)$$

Onde:

λ = constante de decaimento do material,

t_c = tempo de contagem,

t_i = tempo de irradiação,

A_f = atividade ao final da irradiação.

A atividade ao final da irradiação é dada por:

$$A_f = \frac{A_I}{t_c \cdot P_\gamma \cdot \varepsilon} \cdot e^{\lambda \cdot t_w} \quad (4.14)$$

Onde:

A_I = área líquida do fotopico,

P_γ = probabilidade de desintegração por emissão gama,

ε = eficiência do detector para a energia considerada,

t_w = tempo transcorrido entre o fim da irradiação e a metade do tempo de contagem.

Todos os detectores de ativação foram fixados no suporte para posicionamento destes junto ao alvo. A Figura 4.1 mostra o diagrama de posicionamento das folhas de ativação na câmara-alvo do CV-28.

Foram utilizados, além das folhas finas de ouro para as faixas de energia de nêutrons térmicos e epitérmicos, detectores finos (folhas) de índio (^{115}In), níquel (^{58}Ni) e alumínio (^{27}Al) para a faixa de nêutrons rápidos, com energias (KNOLL, 1999) desde 0,5 MeV até 17 MeV. Todas as medidas e cálculos foram realizados utilizando-se os equipamentos e equações descritas anteriormente.

Antes de se determinar o fluxo térmico e epitérmico, é necessário tecer algumas considerações sobre possíveis correções a serem introduzidas no cálculo.

4.4.2 - Fatores de correção no cálculo dos fluxos

1) Perturbação de fluxo

Uma das vantagens dos detectores de ativação está no fato de serem de pequenas dimensões, o que permite um acesso fácil aos locais de irradiação com pequenas perturbações no fluxo neutrônico.

No caso de medidas em reatores nucleares essa perturbação é resultado de dois efeitos superpostos: *depressão de fluxo e efeito sombra* (MUGHABGHAB E GARBER, 1973).

A *depressão de fluxo* se deve ao deslocamento de volume do meio em que esta folha de ativação está inserida, modificando assim o meio moderador dos nêutrons.

Por outro lado, a presença da folha reduz o fluxo na sua vizinhança, uma vez que uma fração dos nêutrons é absorvida pela folha. A esses dois efeitos costuma-se chamar

de depressão de fluxo H.

Outro efeito conhecido é o *efeito sombra*, que ocorre na própria folha devido à sua espessura finita. É denominado sombra, pois os átomos das camadas mais externas absorvem uma fração dos nêutrons incidentes, ficando as camadas mais internas expostas a um fluxo mais baixo, uma vez que parte já foi absorvida pelas camadas externas (MUGHABGHAB E GARBER, 1973).

O fator para depressão de fluxo H é dado pela relação (MUGHABGHAB E GARBER, 1973):

$$H = \frac{\phi_s}{\phi} \quad (4.15)$$

Definindo G como na equação (4.16), apenas para facilitar a compreensão final do resultado:

$$G = \frac{\bar{\phi}}{\phi_s} \quad (4.16)$$

Onde:

ϕ = fluxo de nêutrons na ausência da folha de ativação,

ϕ_s = fluxo incidente na superfície da folha,

$\bar{\phi}$ = fluxo médio determinado experimentalmente pela ativação da folha.

Podemos escrever:

$$GH = \frac{\bar{\phi}}{\phi} \Rightarrow \phi = \frac{\bar{\phi}}{G.H} \quad (4.17)$$

Obtém-se, então, o fluxo procurado, ϕ , que é o fluxo de nêutrons na ausência da folha de ativação, através do fluxo determinado experimentalmente, $\bar{\phi}$.

2) Fatores de correção de Westcott (g, r, s) (KOSKINAS, 1979).

Definem-se os fatores:

g = correção devido ao desvio do comportamento $1/v$ na região térmica do material absorvedor;

s = influência dos nêutrons epitérmicos quando o detector não obedece à lei $1/v$;

r = razão entre a densidade de nêutrons epitérmicos e a densidade total de nêutrons do meio.

3) Fator de Cádmio F_{Cd} (KOSKINAS, 1979).

No presente trabalho, está-se interessado em uma primeira aproximação para o espectro neutrônico presente na câmara-alvo, por isso não se considerou nos cálculos os fatores referentes à perturbação de fluxo nem os fatores referentes ao formalismo de Westcott, uma vez que alguns desses fatores se aplicariam a um cálculo mais apurado. Assim, utilizou-se somente o fator F_{Cd} , conforme definido pela equação 4.6.

Sabendo-se que foram utilizadas folhas de ouro com espessuras médias de 0,013 cm e diâmetro em torno de 10 mm, tem-se, para o fluxo térmico:

$$\Phi_{te} = \frac{A_{ST}}{n \cdot \sigma_{(act)te}} \quad (4.18)$$

Onde:

Φ_{te} = Fluxo térmico,

A_{ST} = Atividade de saturação devido aos nêutrons térmicos (Equação 4.8),

n = número de átomos alvo do detector de ativação (Equação 4.12),

$\sigma_{(act)te}$ = seção de choque de ativação para nêutrons térmicos.

Para o fluxo epitérmico (KOSKINAS, 1979), temos:

$$A_{s(\text{co})} = N_T \int_{E_1}^{E_2} \sigma(E) dE \cdot \phi(E) dE \quad (4.19)$$

Onde:

N_T = número total de átomos alvo,

$\sigma(E)$ = seção de choque microscópica na energia E,

$\phi(E)$ = distribuição espectral dos nêutrons epitérmicos, cuja dependência

1/E em relação à energia é dada por (BECKURTZ, 1964.).

$$\phi(E) dE = \frac{K dE}{E} \quad (4.20)$$

$$A_{s(\text{co})} = N_T \cdot K \cdot \int_{E_1}^{E_2} \frac{\sigma(E) dE}{E} \quad (4.21)$$

Onde:

$E_1 = E_{cd}$ = energia de corte do cádmio,

E_2 = limite de integração adotado para a faixa em questão (10 keV),

A integral

$$\int_{E_1}^{E_2} \frac{\sigma(E) dE}{E} = I$$

é chamada integral de ressonância e seus valores são encontrados na literatura (MUGHABGHAB E GARBER, 1973).

Consideremos agora a relação (KOSKINAS, 1979):

$$K = \frac{A_{S(\text{co})}}{N_T \cdot I} \quad (4.22)$$

Substituindo a Equação 4.22 na Equação 4.21 e integrando sobre os limites de energia E_1 e E_2 (equação 4.19), teremos o fluxo epitérmico dado por:

$$\phi_{\text{epi}} = \frac{A_{S(\text{co})}}{N_T \cdot I} \cdot \ln \frac{E_2}{E_1} \quad (4.23)$$

Na determinação do fluxo de nêutrons na faixa rápida, usou-se o procedimento (PRICE, 1964) indicado a seguir.

Seja a equação

$$A_s = N_T \int_0^{\infty} \sigma_a(E) \phi(E) dE = N_T \cdot \bar{\sigma}_{\text{act}} \cdot \int_{E_T}^{\infty} \phi(E) \cdot dE \quad (4.24)$$

Onde:

$\sigma_a(E)$ = seção de choque dependente da energia;

$\bar{\sigma}_{\text{act}}$ = seção de choque média acima da energia de limiar;

E_T = energia de limiar;

N_T = número total de átomos alvo;

A Equação (4.24), foi simplificada para:

$$A_s \approx N_T \cdot \bar{\sigma}_{\text{act}} \cdot \bar{\phi}_{\text{rap}} \quad (4.25a)$$

O que permite agora escrever,

$$\overline{\phi}_{\text{rap}_{E_T}}^{\infty} \cong \frac{A_s}{N_T \cdot \sigma_{\text{act}}} \quad (4.25b)$$

Onde $\overline{\phi}_{\text{rap}_{E_T}}^{\infty}$ é o fluxo a partir da energia de limiar.

Na determinação do fluxo rápido, os fatores de correção anteriormente citados também não são considerados, pois seus efeitos são ainda menores sobre o resultado do que no caso do cálculo dos fluxos térmico e epitérmico. Também não foi utilizado revestimento de cádmio. Assim, a partir de cada energia limiar, calcula-se um fluxo médio estimado.

Como foram medidas ativações para três diferentes faixas de energia para nêutrons rápidos até 17 MeV, obteve-se:

$$\overline{\phi}_1 = \overline{\phi}_{\text{rap}_{0,5 \text{ MeV}}}^{17 \text{ MeV}} \cong \frac{A_{S(IN)}}{N_T \cdot \sigma_{\text{act}(IN)}} \quad (4.26)$$

$$\overline{\phi}_2 = \overline{\phi}_{\text{rap}_{2,2 \text{ MeV}}}^{17 \text{ MeV}} \cong \frac{A_{S(Ni)}}{N_T \cdot \sigma_{\text{act}(Ni)}} \quad (4.27)$$

$$\overline{\phi}_3 = \overline{\phi}_{\text{rap}_{5,6 \text{ MeV}}}^{17 \text{ MeV}} \cong \frac{A_{S(Al)}}{N_T \cdot \sigma_{\text{act}(Al)}} \quad (4.28)$$

Para a faixa de energia que se estende de 0,5 a 2,2 MeV utilizou-se folha de índio sob a forma circular com 1,3 cm de diâmetro e massa igual a 0,1306 g. Para a faixa de 2,2 a 5,6 MeV, utilizaram-se folhas de níquel com 99,9 % de pureza. Para a faixa de energia de 5,6 até 17 MeV utilizaram-se folhas de alumínio puro (99,9 % de pureza) com forma circular 10,9 mm de diâmetro e espessura de e 0,70 mm. Os dados referentes a essas folhas de ativação encontram-se na Tabela 4.1.

Utilizando-se as equações 4.26 até 4.28, obtiveram-se as seguintes equações para os fluxos médios, por faixa de energia.

$$\bar{\phi}_{0,5\text{MeV}}^{2,2\text{MeV}} = \bar{\phi}_1 - \bar{\phi}_2 \quad (4.29)$$

$$\bar{\phi}_{2,2\text{MeV}}^{5,6\text{MeV}} = \bar{\phi}_2 - \bar{\phi}_3 \quad (4.30)$$

$$\bar{\phi}_{5,6\text{MeV}}^{17\text{MeV}} = \bar{\phi}_3 \quad (4.31)$$

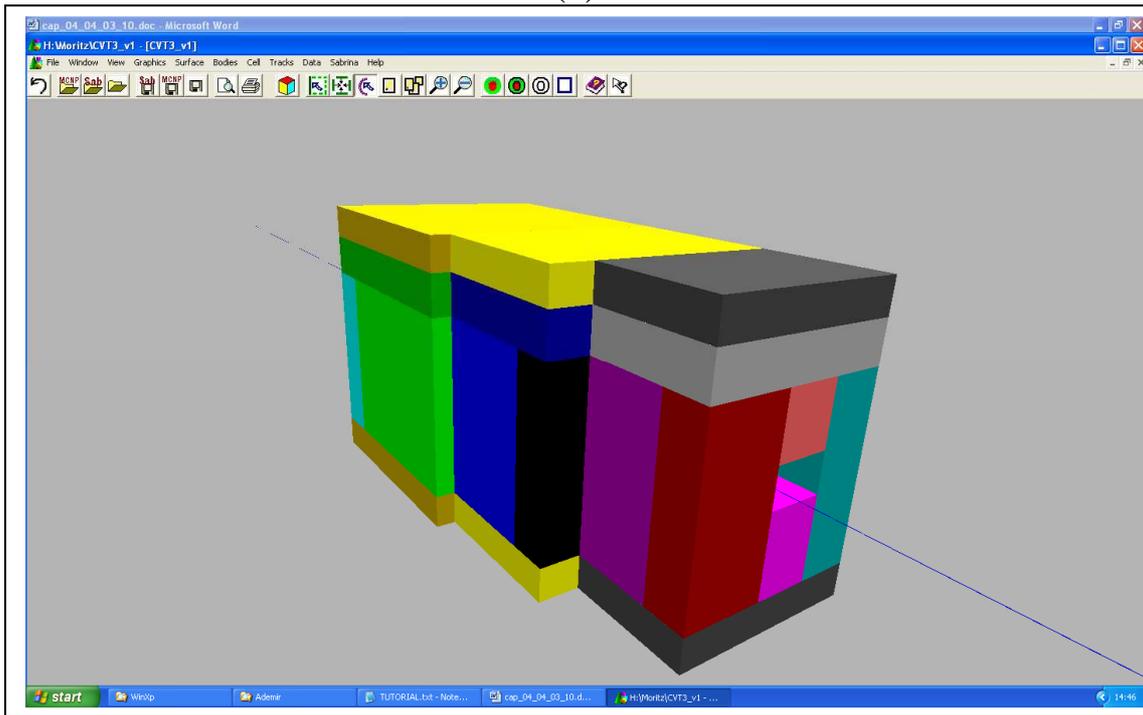
Para faixa de 5,6 MeV até 17 MeV, tem-se o próprio $\bar{\phi}_3$.

Além das atividades de saturação, foram levantadas as seções de choque médias para cada faixa de energia relativa a cada reação de limiar. Passou-se então ao levantamento das seções de choque médias em cada uma das faixas de energia. Pode-se então calcular o valor médio estimado para o fluxo neutrônico para cada faixa. Os cálculos associados, bem como os demais resultados serão apresentados no Capítulo 5.

4.5. Simulação com o código MCNPX

Foram desenvolvidos arquivos de entrada (INPUT) para a modelagem, com o código MCNPX versão 2.5.0, dos alvos e instalações dos aceleradores CV-28 e RDS111, conforme ilustra a Figura 4.3. Os arquivos de entrada encontram-se nos Anexos II e III. Na Tabela 4.3 são apresentados os dados utilizados na simulação do alvo onde é produzido o ^{18}F , para o CV-28 e para o RDS111.

(a)



(b)

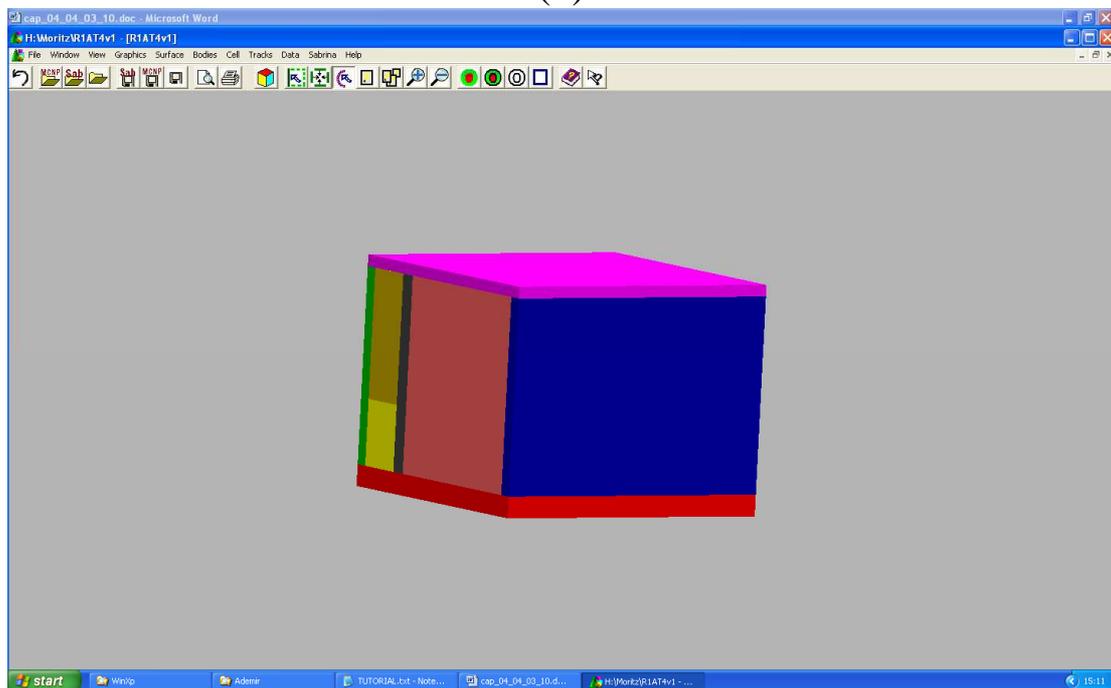


Figura 4.3. Geometrias simuladas da câmara alvo (a) do CV-28 e (b) do RDS11

Tabela 4.3 Dados utilizados nas simulações dos alvos do CV-28 e RDS111.

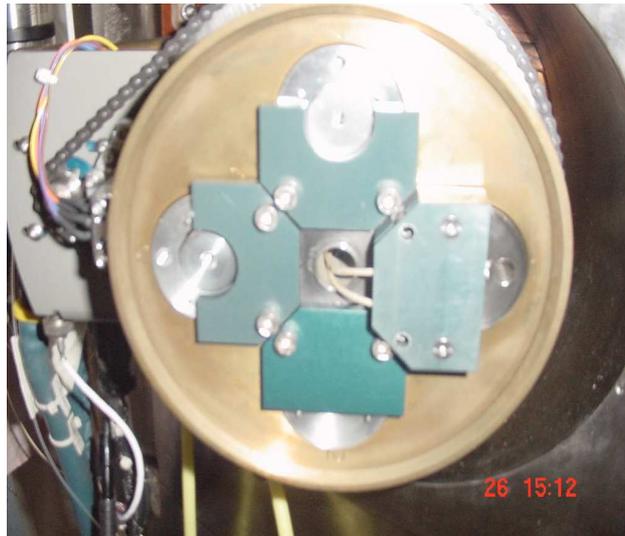
Parâmetro	CICLOTRON	
	CV=28	RDS-111
partícula acelerada	próton	H ⁺ (um próton e dois elétrons)
energia da partícula (MeV)	24,0 ± 0,2	11
Diâmetro do feixe (mm)	10 a 11	8
corrente do feixe (μA)	20 – 25	50 ± 5
volume do alvo (mL)	1,7 (H ₂ ^{18o})	2,3 (H ₂ ^{18O})
material da janela	Nióbio ⁽¹⁾	HAVAR ⁽²⁾
espessura da janela (mm)	0,38 – 0,39	0,025

NOTA:

(1) janela de nióbio atenua o feixe para um valor entre 19 e 21 MeV.

(2) Janela composta por vários elementos, primordialmente por Cobalto, Cromo, Níquel.

São mostradas nas Figuras 4.4 e 4.5 vistas do Alvo 1 do RDS111 do IEN. Na simulação foi utilizado um modelo cilíndrico para o alvo 1 (RDS111). O Alvo real possui uma forma de difícil representação no MCNPX , pois se assemelha a uma gota em uma posição não convencional, como se estivesse apoiada sobre uma superfície semelhante a uma folha de árvore.



(a)



(b)



(c)

Figura 4.4. (a) Vista frontal do Alvo 1 do RDS111 em detalhe (b) Vista frontal do Alvo (c) Vista posterior do Alvo 1 (interior)



Figura 4.5. Vista da parte superior do RDS111 com blindagem aberta.

4.6. Utilização dos detectores de bolha tipo BDS

Foram utilizados os detectores de bolha tipo BDS apresentados no Capítulo 3. Um aparato experimental especialmente desenvolvido no presente trabalho para tal tarefa (REINA et al, 2009, RAMALHO et al, 2009) está ilustrado na Figura 4.6.



Figura 4.6. Aparato para aquisição de fotos dos detectores de bolhas.

Utilizou-se em tal aparato uma câmera digital, um goniômetro, um recipiente (copo de vidro adaptado) com água destilada para a ampliação das bolhas. A câmera digital em questão é uma *Nikon Coolpix* que sofreu os seguintes ajustes: *abertura de diafragma 5.3, velocidade do obturador 1/125, ASA 400* e operação no modo *MACRO AUTO* a uma distância de 24 centímetros dos detectores para melhor qualidade de imagem.

Variando os ângulos entre o detector e a câmera digital com o auxílio do goniômetro de 15° em 15°, treze fotografias em preto e branco foram obtidas de cada detector irradiado, sendo as imagens obtidas melhoradas em sua nitidez e níveis de contraste e brilho através de funções do software *Adobe Photoshop CS3 versão 6.0*, para tratamento das imagens pela câmera digital em imagens bidimensionais com resolução de oito bits, como se vê na Figura 4.7.

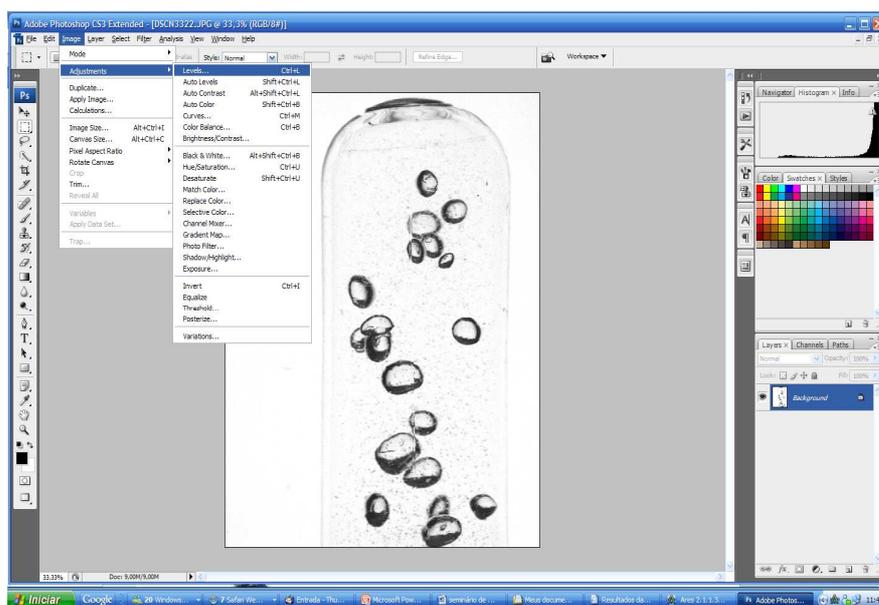


Figura 4.7. Tratamento das fotos dos detectores no Photoshop (RAMALHO, 2010)

Estas foram agrupadas em diretórios cujos nomes são os respectivos limiares energéticos de cada detector. Cento e trinta imagens foram submetidas a tal processo (RAMALHO, 2009).

CAPÍTULO 5

RESULTADOS, AVALIAÇÕES E IMPLEMENTAÇÕES

Neste Capítulo são apresentados os resultados obtidos para a curva de eficiência do detector HPGE GC 3018 da CANBERRA, as atividades medidas com os diferentes materiais usados como detectores (folhas de ativação), bem como valores de seção de choque e fluxos médios para cada faixa de energia.

Dados experimentais obtidos para o fluxo neutrônico para diferentes energias são comparados com os valores obtidos através da simulação computacional do alvo do Flúor do CV-28.

São também apresentados resultados da elaboração de um modelo computacional para o alvo que produz F-18 do RDS111.

Os resultados são analisados com o objetivo de se obter informações que possibilitem a implementação de ações visando à minimização das doses e taxa de doses recebidas pelos IOE.

São também apresentados valores médios de doses recebidas pelos IOE nas instalações dos aceleradores, disponíveis na Coordenação de Segurança e Proteção Radiológica do IEN.

5.1 - Eficiência do detector de germânio puro

A determinação da curva de eficiência é muito importante, pois através dela obtêm-se os valores de eficiência a serem utilizados no cálculo das atividades de saturação para cada faixa de energia.

As curvas de eficiência foram obtidas utilizando-se fontes padrão fornecidas pelo Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD/CNEN). A especificação da fonte radioativa padrão utilizada para calibração do sistema é apresentada a seguir a:

- Európio-152 com atividade inicial (A_0) igual a 12,965 kBq, a primeira leitura em 28/08/2001 e meia-vida ($T_{1/2}$) igual a 13,54 anos. A incerteza total (S_T) associada fornecida pelo fabricante igual a 1,93%. As energias selecionadas para formação da curva apresentada na Figura 5.1 foram: E_1 (344,3 keV); E_2 (44,2 keV); E_3 (778,8 keV); E_4 (1.112,045 keV); E_5 (1.408,03 keV). As cinco energias foram escolhidas considerando-se a necessidade de detecção das energias das reações de limiar para cada faixa de energia conforme seção 5.2.

A Figura 5.1 apresenta a curva de eficiência obtida a partir das áreas líquidas obtidas na medida da fonte de ^{152}Eu especificada acima. O programa computacional Genie 2000 da Canberra calcula as áreas bruta e líquida, entenda-se por área líquida a área bruta menos a radiação de fundo (“background”), e fornece um valor de incerteza associado para cada medida realizada. A equação de ajuste e o quadrado do coeficiente de ajuste correspondente, equação 5.0. Com essa equação podemos calcular os valores de eficiência para diferentes valores de energia (valor de e).

$$\varepsilon = 1,8684\text{E-}09.(E^2) - 4,9698\text{E-}06.(E) + 4,0872\text{E-}03 \text{ e } R^2 = 0,99241 \quad (5.0)$$

Onde ε = eficiência;

E = energia em keV

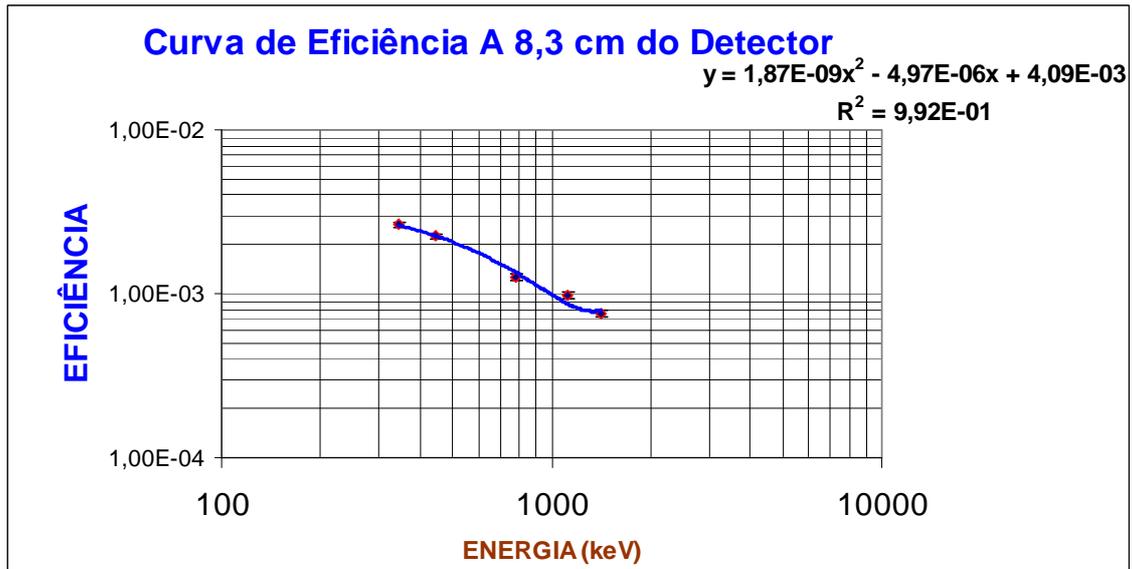


Figura 5.1 Curva de eficiência do detector HPGE modelo GC3018 com incerteza associada de aproximadamente 4%.

5.2 - Obtenção das seções de choque para os diversos materiais utilizados

Para obterem-se os valores dos fluxos de nêutrons, foi necessário levantar-se os valores das seções de choque médias para as diferentes faixas de energia.

Para o caso dos nêutrons térmicos e epitérmicos, foram utilizados os valores de seção de choque de ativação para o ouro nas regiões térmica e epitérmica, $\sigma_{act(te)}$ e $\sigma_{act(epi)}$ (MUGHABGHAB e GARBER, 1973).

Para a faixa de nêutrons rápidos, foi feito um levantamento das seções de choque para as seguintes faixas de energia, de acordo com as reações de limiar em cada detector de ativação.

Para o ^{115}In , a reação de limiar de interesse (PRICE, 1964) é $^{115}\text{In} (n, n') ^{115m}\text{In}$, que produz uma emissão gama de energia igual 336,3 keV ($T_{1/2} = 4,5$ h) (GENERAL ELECTRIC Co. & KAPL, Inc. 1996). A partir dos dados da curva obtida da base (ENDF/B-VI.8, USA, 2001), levantou-se a seção de choque média, $\bar{\sigma}_{(act)In}$, na faixa de 0,425 MeV até a energia limite superior para os nêutrons 17 MeV, cujos valores e gráfico encontram-se na seção 5.2.2.

Da mesma forma, na faixa de 2,2 a 17 MeV, obteve-se a seção de choque média, $\bar{\sigma}_{(\text{act}) \text{Ni}}$, relativa à reação de limiar $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$, com emissão gama de 810,8 keV ($T_{1/2} = 70,88$ d) (GENERAL ELECTRIC Co.& KAPL,INC.,1996), a partir dos dados da ENDF/B-VI (Nuclear Data Center,1996).

Analogamente, para a faixa de 5,6 MeV a 17 MeV, obtêm-se os dados da seção de choque média, $\bar{\sigma}_{(\text{act}) \text{Al}}$, relativa à reação de limiar $^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$, com emissão gama de 1368,6 keV ($T_{1/2} = 14,95$ h), a partir dos dados fornecidos pela ENDF/ B-VI (Nuclear Data Center, ENDF/BVI, BNL, 1996).

De posse destes valores, pode-se então calcular o valor médio estimado para o fluxo neutrônico para cada faixa.

5.2.1 - Seção de choque para o alumínio

Para obterem-se as seções de choque para o alumínio, foram levantados os valores médios nos intervalos de energia de interesse desde 5,4 MeV até 17,5 MeV, Através dos estudos feitos para o alumínio para reação de ativação $^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$, foi obtida a curva (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 1983), mostrada na Figura 5.2. Nas Figuras 5.2, 5.3 e 5.4 a palavra *sigma* no eixo das ordenadas significa seção de choque cuja unidade de medida é o “barn” que é equivalente a 10^{-24} cm².

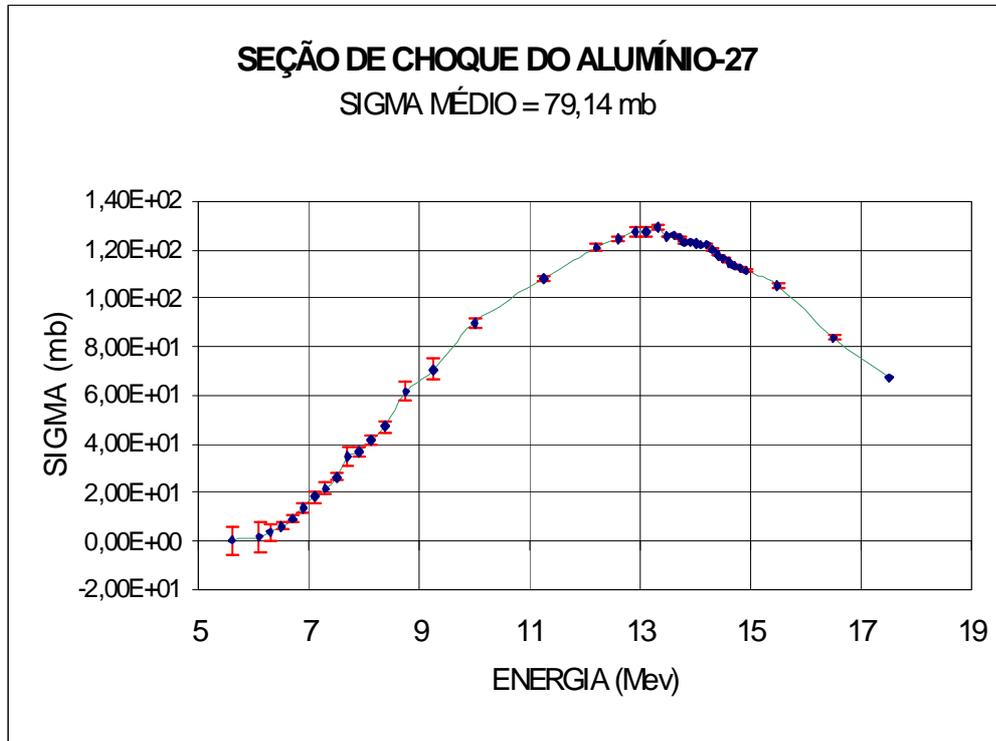


Figura 5.2: Curva obtida a partir das faixas de energia e seções de choque com incertezas associadas

Para a reação de limiar $^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$, tem-se a meia-vida de 14,95 h, energia igual a 1368,6 keV, intensidade γ de 100%, abundância isotópica do alumínio 100% e energia de limiar de 5,6 MeV (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 1983).

Com os dados acima, calcula-se um valor médio para seção de choque desta reação, bem como um valor médio para a incerteza associada:

$$\bar{\sigma}_{\text{actAl}} = \frac{\sum_i^n \Delta E_i \sigma_i}{\sum_i^n \Delta E_i} \quad (5.1)$$

Onde:

σ_i = valor da seção de choque para cada energia (coordenada horizontal da curva),

n = número de intervalos;

ΔE_i = intervalo de energia em MeV.

A incerteza associada ao valor médio foi obtida por:

$$\delta_{Al} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n \Delta E_i \cdot (\delta_i)^2}{\sum_{i=1}^n \Delta E_i}} \quad (5.2)$$

Desta forma, obtém-se o valor:

$$\overline{\sigma_{actAl}} \pm \delta_{Al} = 79,14 \pm 3,31 \text{ mb} \quad (5.3)$$

5.2.2 - Seção de choque para o índio

Para o índio, através dos estudos feitos para reação de ativação $^{115}\text{In}(n,n')^{115m}\text{In}$, foi obtida a curva mostrada na Figura 5.3.

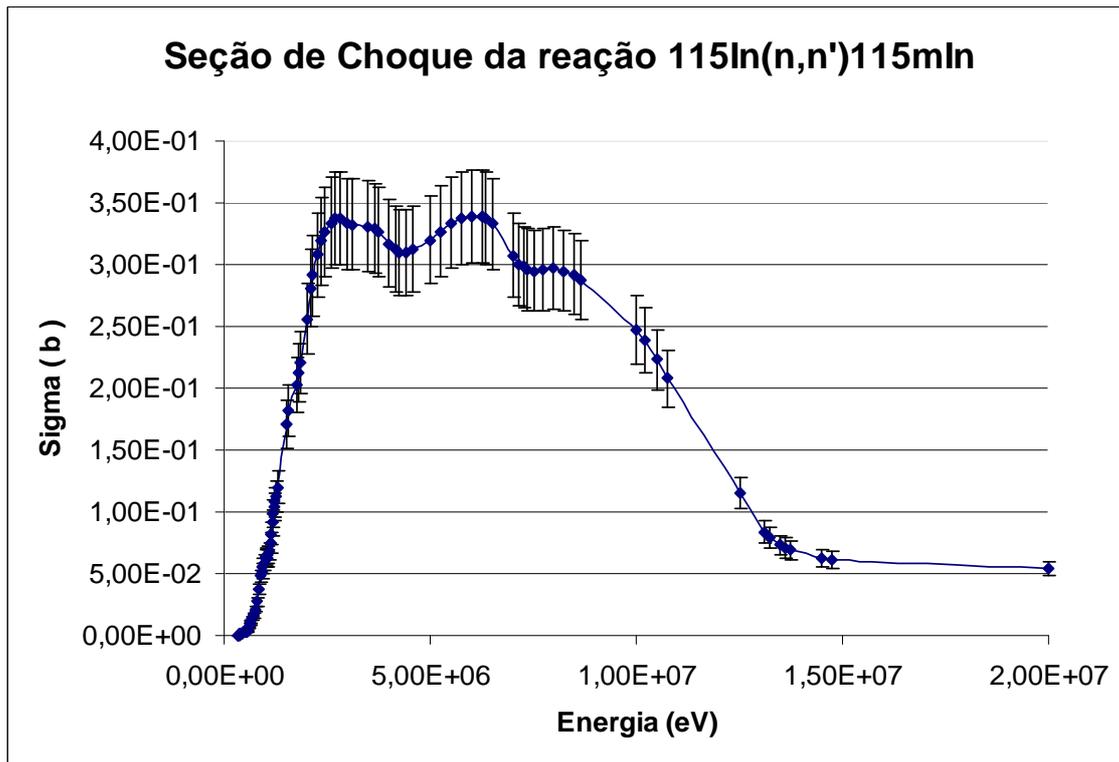


Figura 5.3: Curva obtida a partir da base (ENDF/B-VI.8, USA, 2001) através do endereço eletrônico: <http://www.nndc.bnl.gov/exfor/endl00.jsp>.

O valor médio obtido é:

$$\overline{\sigma_{actIn}} = \frac{\sum_{i=1}^n \Delta E_i \sigma_i}{\sum_{i=1}^n \Delta E_i} \quad (5.4)$$

Os valores acima foram obtidos após levantamento ponto a ponto da curva apresentada na referência ENDF/B-VI.8, no endereço eletrônico (<http://www.nndc.bnl.gov/exfor/endl00.jsp>, 2009), porém, ao contrário do alumínio, não foram obtidas faixas de incertezas para cada valor e sim um valor de incerteza associado ao valor médio estimado, de aproximadamente 11,1% (ALIEV et al., 1970). Assim:

$$\overline{\sigma_{actIn}} \pm \delta_{In} = 181,3 \pm 20,12 \text{ mb} \quad (5.5)$$

Para a reação de limiar $^{115}\text{In}(n,n')^{115m}\text{In}$, temos uma meia-vida de 4,5 h, energia

igual a 336,24 keV, intensidade γ de 48%, abundância isotópica do índio de 95,7% e energia de limiar de 0,5 MeV (KNOLL, 1999; PRICE, 1964).

5.2.3 - Seção de choque para o níquel

Para o níquel, através dos estudos realizados para reação de ativação $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$, foi obtida a curva da Figura 5.4.

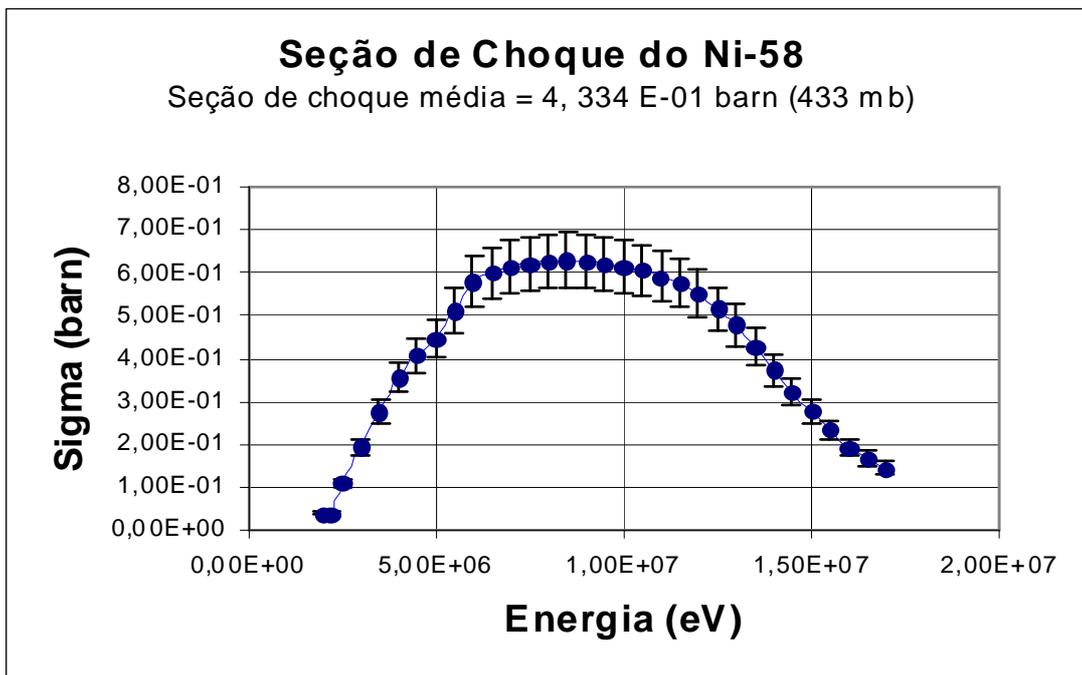


Figura 5.4: Curva obtida a partir da base de dados ENDF/B-VI (NUCLEAR DATA CENTER, 1996).

Utilizou-se para o cálculo do valor médio a equação (5.6):

$$\bar{\sigma}_{acNi} = \frac{\sum_{i=1}^n \Delta E_i \sigma_i}{\sum_{i=1}^n \Delta E_i} \quad (5.6)$$

Da mesma forma que para o índio, não foram obtidas faixas de incerteza para cada valor e sim uma incerteza associada ao valor médio, da ordem de $\pm 10\%$. Então, temos (ALIEV et al, 1970):

$$\overline{\sigma_{\text{actNi}} \pm \delta_{\text{Ni}}} = 433,4 \pm 43,3 \text{ mb} \quad (5.7)$$

Para a reação de limiar $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$, temos uma meia-vida de 70,88 dias, energia de 810,75 keV, Intensidade γ de 99,44% e abundância isotópica na natureza do níquel de 68,08% para uma energia de limiar de 2,2 MeV (GENERAL ELECTRIC CO., 1996).

5.2.4 - Seção de choque para o ouro

As seções de choque de ativação para a reação $^{197}\text{Au}(n,\gamma)^{198}\text{Au}$ nas faixas térmica e epitérmica são (MUGHAGAB & GARBER, 1973), respectivamente: $\sigma_{\text{actth}} = 98,8 \pm 0,3 \text{ b}$ e $\sigma_{\text{actepi}} = 1560 \pm 40 \text{ b}$.

5.3 – Resultados experimentais e simulados obtidos para os alvos dos aceleradores

5.3.1 – Resultados Obtidos para o alvo do CV-28

A Figura 5.5 (REINA, et al., 2010) apresenta a vista superior e a vista lateral, respectivamente, realizada em simulação da sala do alvo, ou melhor, a câmara-alvo incluindo suas paredes de concreto e teto. Esta simulação inclui não somente o alvo a ser simulado, mas também a sala onde se localiza o alvo, incluindo dimensões e materiais construtivos, conforme apresenta a Figura 4.3 (a). Na parte lateral da figura há uma escala que apresenta o fluxo neutrônico em um determinado instante da simulação apresentado na figura cujo valor máximo é $2,0 \text{ E } +07 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ no instante simulado.

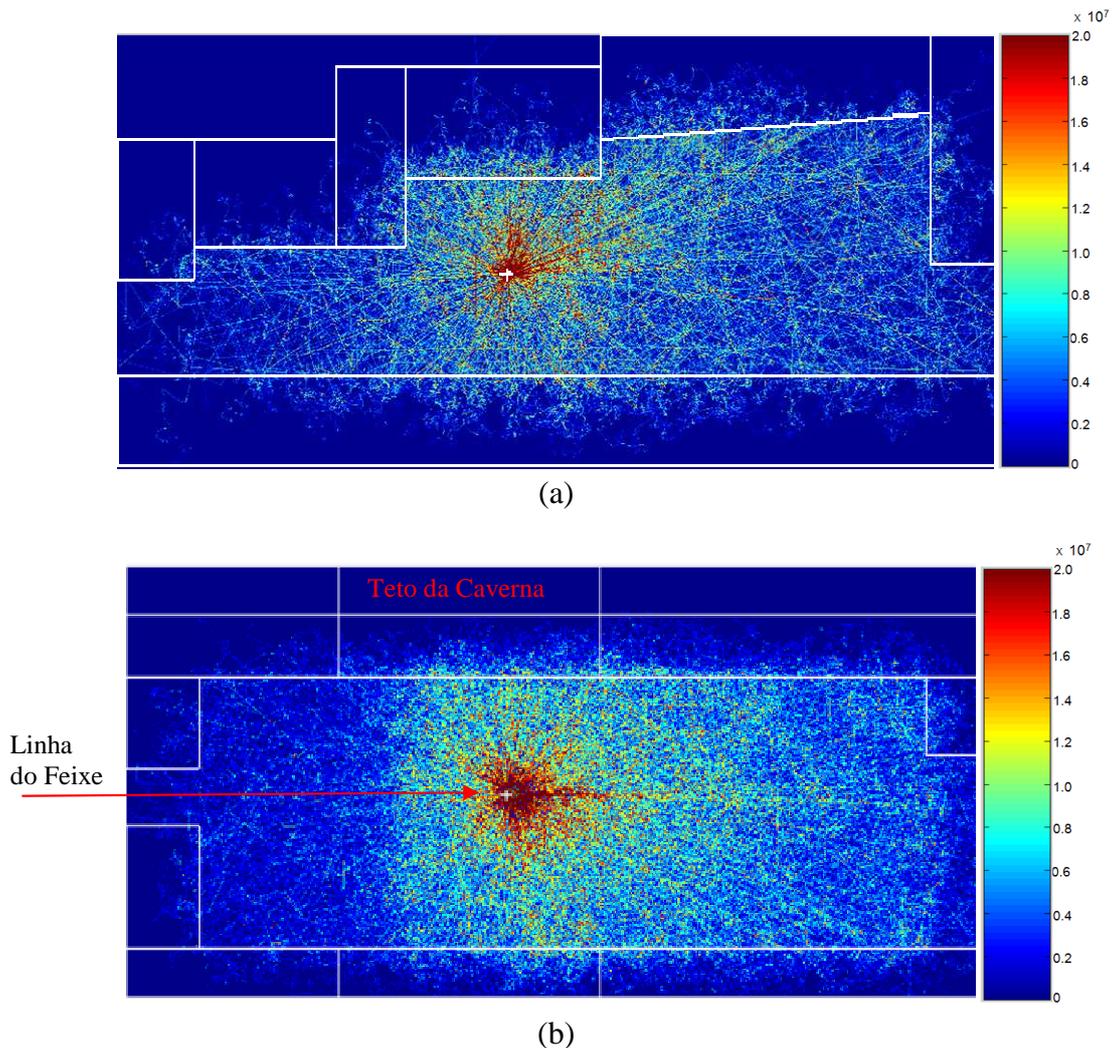


Figura 5.5 (a) Vista superior na simulação da câmara-alvo do CV-28; (b) Vista em corte lateral na simulação da câmara-alvo do CV-28

Na Figura 5.6 é apresentado o alvo para produção do ^{18}F com a introdução da folha de Nióbio que degrada o feixe. Desta forma o feixe de 24 MeV incide sobre a folha de Nióbio sendo degradado em energia. Este fato é importante para o levantamento do fluxo neutrônico na caverna-alvo do CV-28, pois iniciou-se a simulação com um modelo baseado nos dados narrados no Capítulo 4 e Figura 4.1, ou seja, sem a folha de Nióbio. Com essas informações formou-se um modelo de alvo primitivo que levou a obterem-se valores para o fluxo neutrônico uma ordem de grandeza inferior aos valores obtidos nas três faixas obtidas experimentalmente. Assim, buscou-se a razão desta discrepância e obteve-se um dado importante que se referia ao

modo como o feixe de prótons era degradado em energia, o qual é mostrado na Figura 5.6 com a introdução da folha de Nióbio, sobre a qual incide um feixe de 24 MeV.

É importante enfatizar que a simulação possui um papel muito importante, uma vez que não se dispõe de folhas (detectores) de ativação para se cobrir a faixa de energia de nêutrons de 10 keV até 500 keV, sendo então muito importante a informação fornecida pela simulação para esta faixa de energia. A Figura 5.6 mostra um desenho aproximado do alvo do CV-28.

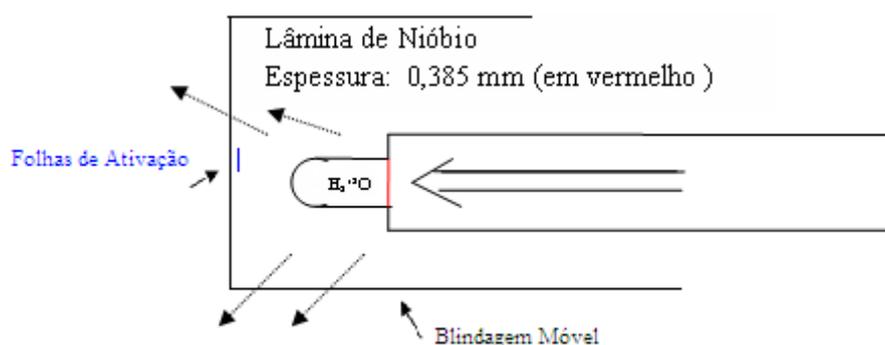


Figura 5.6. Modelo do alvo do CV-28 incluindo a folha de nióbio.

A Figura 5.7, a seguir, apresenta valores experimentais obtidos para o fluxo neutrônico na caverna-alvo para produção do F-18 do CV-28. Na Tabela 5.1, estão apresentadas as medidas feitas com as folhas (detectores) de ativação na caverna alvo para produção do F-18 do CV-28, através das quais obtiveram-se os valores experimentais para o fluxo neutrônico mostrado na Figura 5.7. As medidas feitas que apresentaram incertezas superiores a 25% não foram incluídas. Usou-se como limite superior 17 MeV, pois há uma degradação do feixe de 24 MeV para 19,5 MeV, o qual, ao interagir com o ^{18}O produz nêutrons até 16,7 MeV (17 MeV). A folha de Nióbio é o componente mais importante na degradação da energia do feixe, pois, para um melhor rendimento na produção do ^{18}F , era necessária a degradação da energia deste feixe.

TABELA 5.1 Resumo das amostras (folhas de ativação) na caverna fluor CV-28

AMOSTRA	ENERGIA (keV)	Area Líq.	INCERTEZA(%)	λ (E-05)	Tcont. (s)	Twait(s)	M. am(g)	Tirrad.(s)	Carga(microC)
Au(co)	411,8	151907	0,26	0,29768	2000	9760	0,0176	12300	299000
Au(nu)	441,8	664001	0,12	0,29768	2000	6700	0,0177	12300	299000
Au(co)	411,8	49240	0,46	0,29768	2000	23420	0,0180	10500	236250
Au(nu)	441,8	215672	0,22	0,29768	2000	21780	0,0178	10500	236250
Au(co)	411,8	53678	0,41	0,29768	2000	18600	0,0176	7200	162000
Au(nu)	441,8	243541	0,12	0,29768	2000	17900	0,0177	7200	162000
In(Ay)	336,3	17606	1,30	4,2917	2000	31100	0,1306	9240	210000
In(Aw)	336,3	8702	1,82	4,2917	2000	27940	0,1306	7800	172015
In(Ay)	336,3	8702	1,82	4,2917	2000	27940	0,1306	7800	172015
Ni-1	810,75	601	6,12	0,011318	2000	721000	0,2512	7800	172015
Ni-3	810,75	409	7,51	0,011318	7200	725220	0,2440	7800	172015
Ni-4	810,75	757	4,71	0,011318	7200	716340	0,2651	7800	172015
Al(f)	1368,6	827	3,77	1,2879	2000	7840	0,2623	4500	100520
Al(h)	1368,6	1038	3,29	1,2879	2000	10300	0,2630	4500	100520
Al(f)	1368,6	1568	3,83	1,2879	2000	3760	0,2623	7200	151150
Al(h)	1368,6	2006	3,61	1,2879	2000	6100	0,2630	7200	151150
Al(f)	1368,6	1467	2,91	1,2879	2000	24220	0,2623	9240	210000
Al(h)	1368,8	2202	2,28	1,2879	2000	28060	0,2630	9240	210000

Au(co) significa folha de ouro coberta com capa de cádmio e Au(nu) significa folha descoberta ou nua. In(ay) e In(Aw) são folhas de Índio com rótulos de identificação diferentes embora o mesmo material e formato. Também para o Alumínio são apenas identificadores para o mesmo material. Twait significa tempo de espera em segundos como definido na eq. 4.14. carga, em microcoulomb, é o produto do tempo de irradiação em segundos pela corrente no alvo, em microamper.

Na tabela 5.1 são apresentados os valores de área líquida, constante de decaimento (λ), tempo de contagem (T_{cont}), tempo de espera (T_{wait}), massa da amostra (M_{am}), tempo de irradiação (T_{irrad}). Estes parâmetros são utilizados nas fórmulas para cálculo das atividades de saturação e posterior cálculo dos fluxos médios de nêutrons em cada faixa de energia.

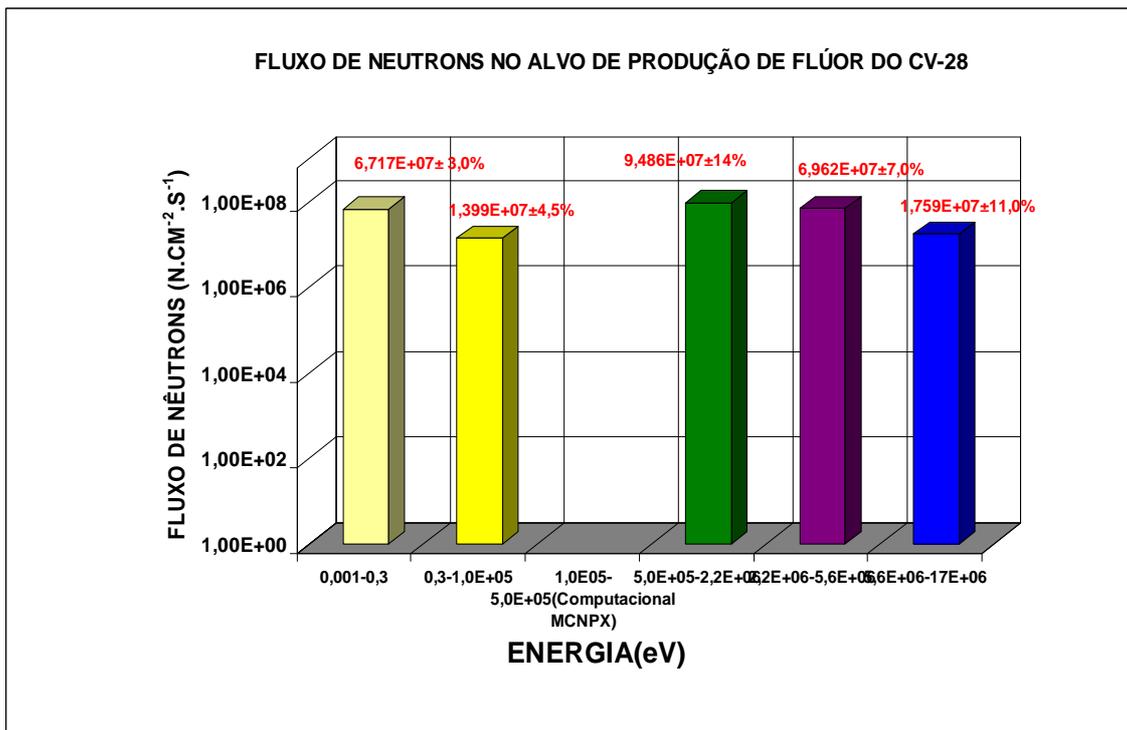


Figura 5.7 Valores experimentais de Fluxo obtidos para o Alvo da Caverna do CV-28

Os valores na Figura 5.7 foram obtidos durante irradiações com corrente no alvo de intensidade média de 22,5 μ A, a blindagem móvel posicionada a aproximadamente 27,5 cm do alvo.

A Figura 5.8 apresenta resultados após a simulação. Esta primeira simulação foi realizada sem considerar a presença da blindagem móvel, pois era de interesse obter uma simulação antes da inclusão da blindagem para que se pudesse observar o comportamento do fluxo de nêutrons antes e compará-lo com o obtido após a inclusão

desta blindagem móvel. A Figura 5.9 apresenta os valores obtidos após a inclusão da blindagem na simulação com o código MCNPX.

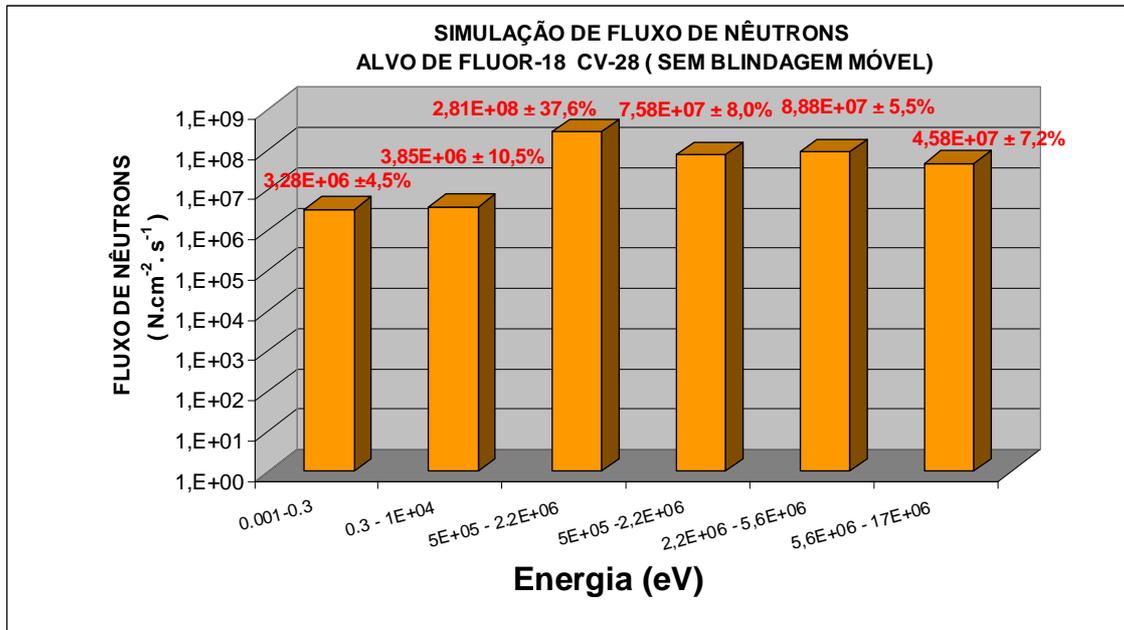


Figura 5.8 Valores obtidos com a simulação sem a blindagem móvel para o alvo do CV-28.

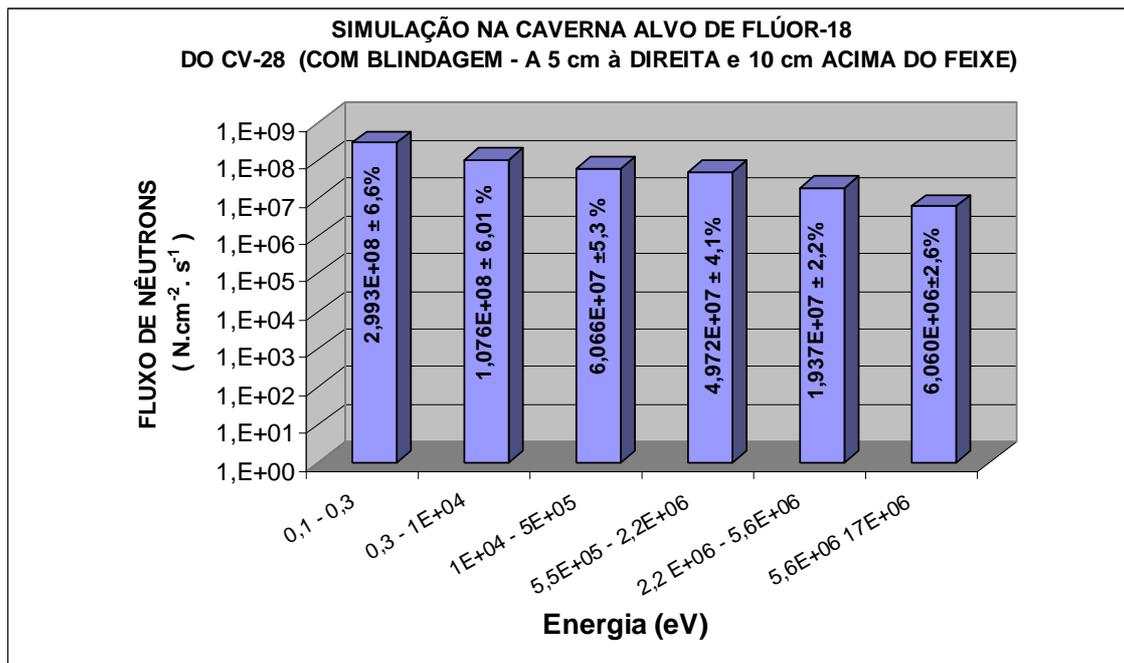


Figura 5.9 Valores simulados com a blindagem móvel e posição da folha de ativação

Pode-se observar através de uma inspeção visual entre a Figura 5.8, antes da colocação da blindagem móvel na simulação, e a Figura 5.9, depois da colocação da blindagem móvel, que há uma moderação dos nêutrons de alta energia, ou seja, uma acentuada diminuição dos nêutrons de alta energia e um conseqüente aumento dos nêutrons térmicos e epitérmicos, fato este esperado. O Gráfico da Figura 5.10 mostra a comparação entre os valores experimentais obtidos após a blindagem móvel, que serviu de suporte para as folhas de ativação e os valores simulados com a inclusão da blindagem, que foram apresentados nas Figuras 5.8 e 5.9.

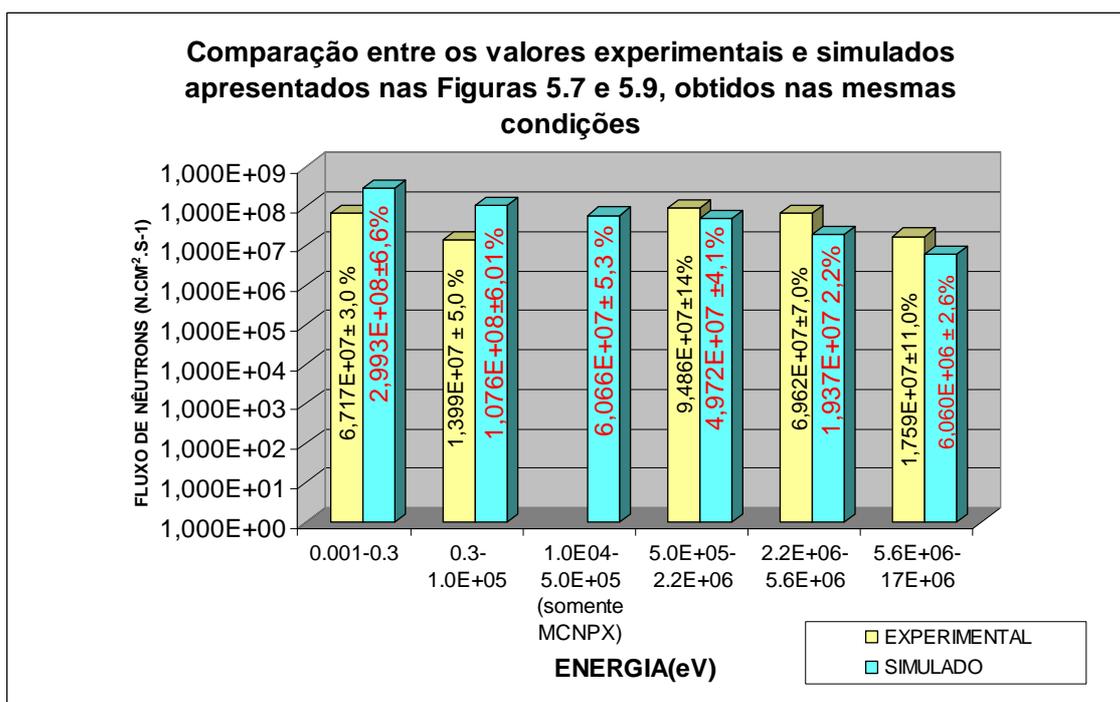


Figura 5.10 Comparação entre os valores experimentais e simulados apresentados pelas Figuras 5.7 e 5.9 nas mesmas condições na caverna alvo do ¹⁸F do CV-28.

Embora haja diferenças entre os valores experimentais e os valores simulados encontrados, observa-se que existe alguma coerência entre eles no que se refere ao formato do espectro e, em algumas escalas, à ordem de grandeza. Muitas dessas

discrepâncias se devem a incertezas associadas às grandezas envolvidas. Outra parcela deve-se ao fato de necessitar-se ainda de uma exata informação em relação à proporção na composição dos componentes do alvo em questão, pois o próprio fabricante não fornece informações exatas sobre proporções dos elementos. Outro fator reside no posicionamento da blindagem móvel, pois existe uma marca grossa feita com grafite no trilho e chão que marca o posicionamento correto, porém ao mover-se a blindagem para manutenção no alvo e reposicioná-la, frequentemente a nova posição é um pouco diferente da anterior, o que afeta os resultados experimentais. Há também o fato de ocorrerem oscilações na corrente do feixe, durante a irradiação do alvo.

Após várias simulações, variando-se a posição das folhas de ativação na simulação, foi determinado um valor médio para o fluxo de nêutrons em cada faixa de energia e comparado com valores experimentais apresentados na Figura 5.7. Esta comparação está apresentada na Figura 5.11 (REINA et al., 2010).

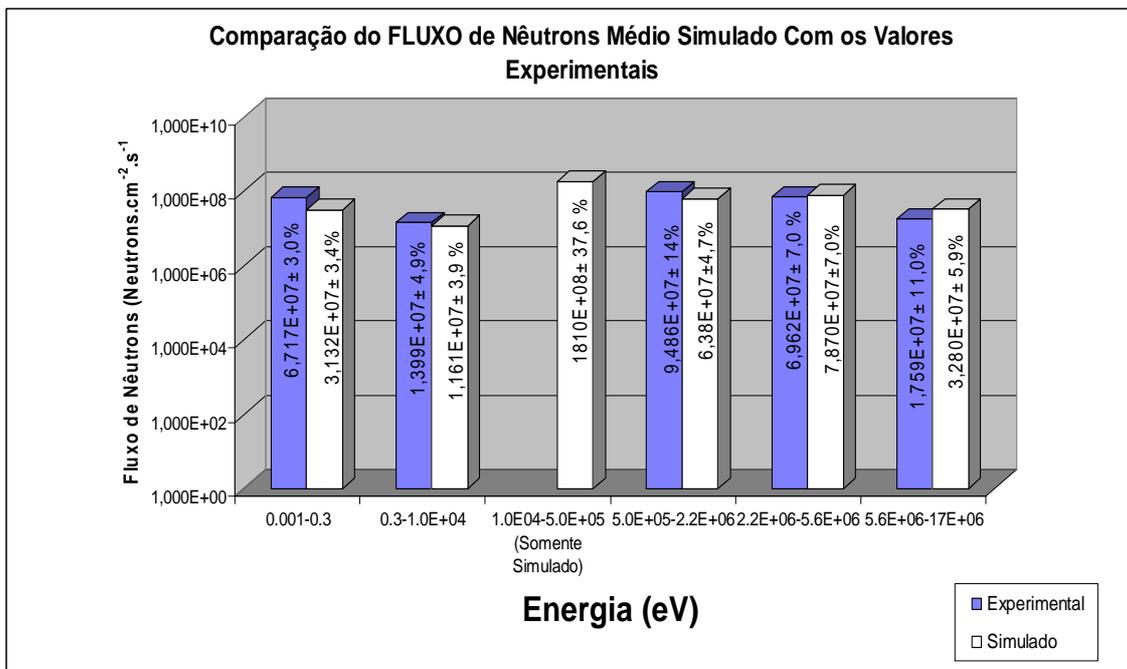


Figura 5.11 Comparação de valores de Fluxo neutrônico obtidos através de médias de simulações com detectores em diversas posições na parede interna da blindagem móvel e os valores experimentais obtidos

5.3.1.1 Taxas de dose média nas instalações do CV-28

Os valores de taxas de dose médias, em três locais diferentes na instalação do CV-28: sala de controle, área adjacente à sala de controle e no portão de carga pelo lado externo, durante o período de três meses, Agosto a Outubro de 2007 (CNEN, IEN, Levantamento Radiométrico na Produção de ^{18}F , 2007), anteriores à aplicação desta metodologia que modificou blindagem móvel, estão apresentados na Tabela 5.2.

Tabela 5.2 – Taxas de dose média durante a operação do CV-28 – Produção F-18

Local	Sala de Controle CV-28		Área adjacente à		Portão de Carga	
	Gama	Nêutron	Gama	Nêutron	Gama	Nêutron
Taxas de dose ($\mu\text{Sv.h}^{-1}$)						
Média de ago. até out. 2007	1,64	2,13	4,31	6,66	9,02	11,31
	3,77		10,97		20,33	

Na Tabela 5.2, a coluna “Gama” significa taxa de dose por emissão gama e a coluna Nêutron significa taxa de dose por emissão de nêutrons. Foram utilizados dois monitores portáteis de nêutrons calibrados, sendo um da Canberra Industries, PNM 200/s, e outro da NRC Industries modelo SNOOPY NP-2.

Observa-se que os valores obtidos para sala de controle são razoáveis para uma área supervisionada. Já na área adjacente à sala de controle o valor médio é alto, considerando-se o fato de ser uma área que pode ser ocupada eventualmente, necessitando assim uma ação para redução dessa taxa de dose. A área Portão de Carga possui um valor alto e não é ocupada por pessoa de forma permanente. Porém, estes valores foram diminuídos com implementação de modificações na blindagem móvel como será mostrado na Figura 5.12.

Após a observação e análise do espectro neutrônico obtido e da simulação obtida e visualizada na Figura 5.5(a) e (b), procedeu-se a uma melhora na blindagem móvel acrescentando-se placas de polietileno na parte superior e placas de parafina na parte

inferior, conforme a Figura 5.12 mostrada a seguir.

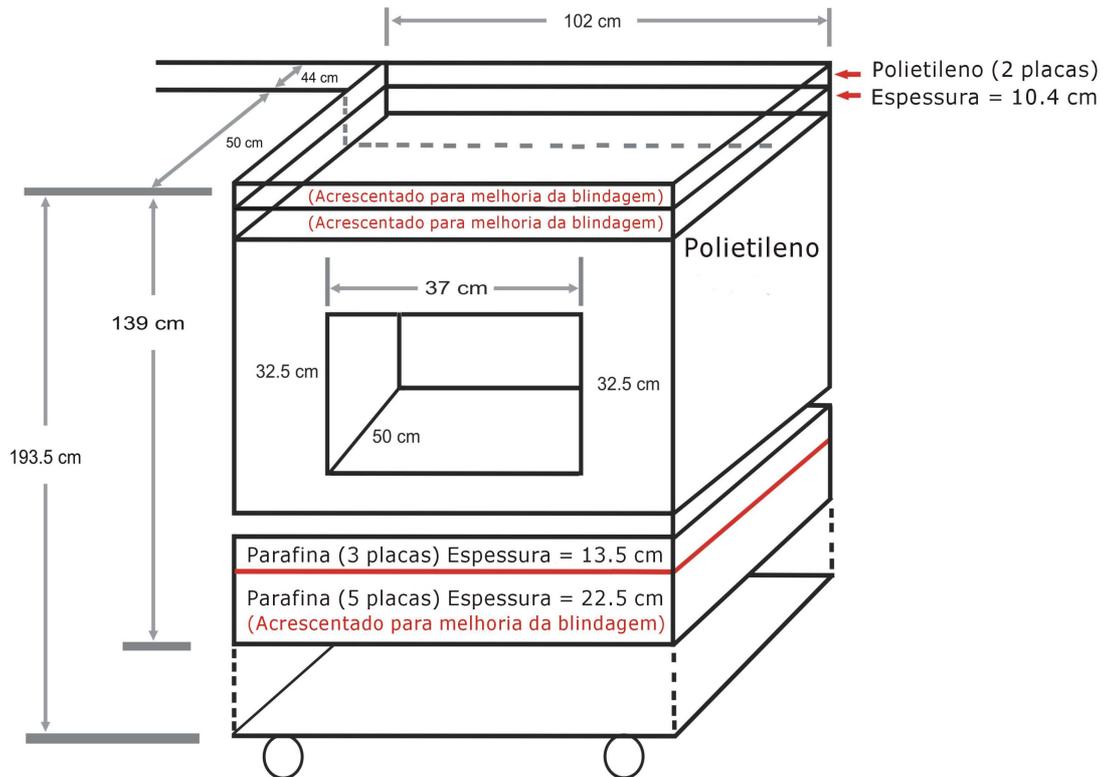


Figura 5.12 Blindagem móvel do Alvo do CV-28 com as modificações indicadas (duas placas de polietileno em cima e 5 placas de parafina embaixo).

A Tabela 5.3 apresenta as doses obtidas após as modificações na blindagem móvel

Tabela 5.3. Taxas de Dose após a alteração na blindagem móvel.

Local	Sala de Controle do CV-28		Área adjacente à Sala de Controle		Área externa ao Portão Externo	
	G	N	G	N	G	N
Taxas de dose ($\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$)						
Ago. até Out. 2008 Média	1,3	1,2	3,4	4,4	4,3	5,6
Total ($\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$)	2,5		7,8		9,9	

A Tabela 5.4 faz a comparação dos valores obtidos antes da modificação na blindagem e após a modificação na blindagem móvel, mostrando a redução significativa das taxas de dose devido a nêutrons, bem como a taxa de dose devido à radiação gama secundária.

Tabela 5.4 Comparação após alteração na blindagem.

Local	Taxa de dose Gama ($\mu\text{Sv.h}^{-1}$) (Ago. até Out)		Taxa de dose Nêutron ($\mu\text{Sv.h}^{-1}$) (Ago. até Out. Média)		Soma das Taxas de dose das colunas adjacentes ($\mu\text{SV. h}^{-1}$) (Ago. até Out. Média)	
	2007	2008	2007	2008	2007	2008
Sala de Controle do CV-28	1,64	1,30	2,13	1,20	3,77	2,5
Área Adjacente à Sala de Controle	4,31	3,40	6,66	4,40	10,97	7,80
Área externa ao Portão de Carga	9,02	4,30	11,31	5,60	20,33	9,90

Os pontos de medição na instalação do CV-28, mostrados na Tabela 5.4 são apresentados no diagrama Figura 5.13.

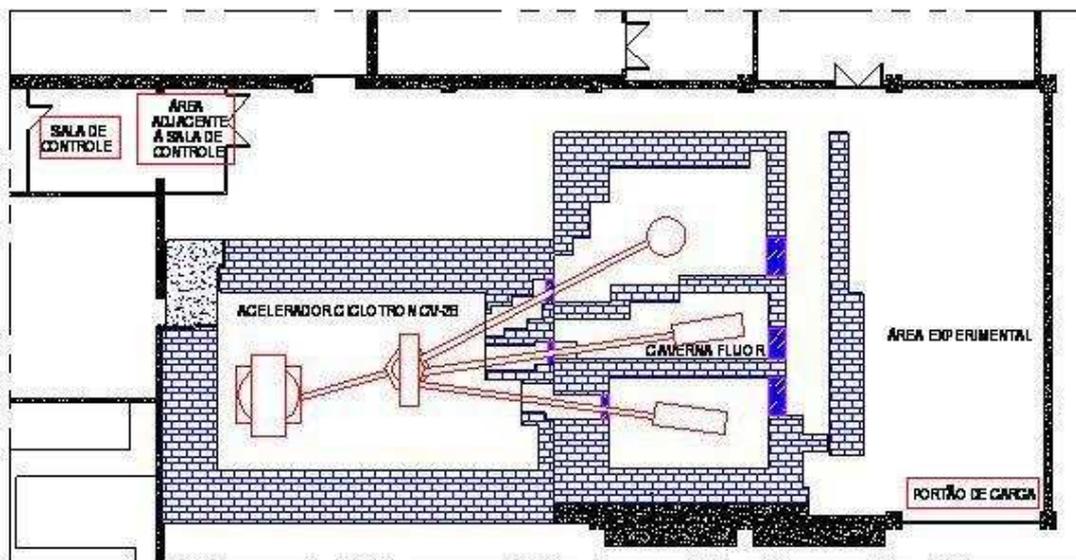


Figura 5.13 Esquema com os pontos de medição em destaque na instalação do CV-28.

Verifica-se que houve uma redução significativa tanto na taxa de dose referente a nêutrons quanto à taxa referente à radiação gama secundária, diminuindo significativamente a taxa de dose total nos três pontos observados, principalmente no

portão, o que traz um efeito positivo em termos de proteção radiológica.

A Figura 5.14 apresenta a visualização da Caverna alvo do Flúor do CV-28 utilizando o programa visualizador Visual Editor 19L que permite a visualização das imagem gerada pelo MCNPX.

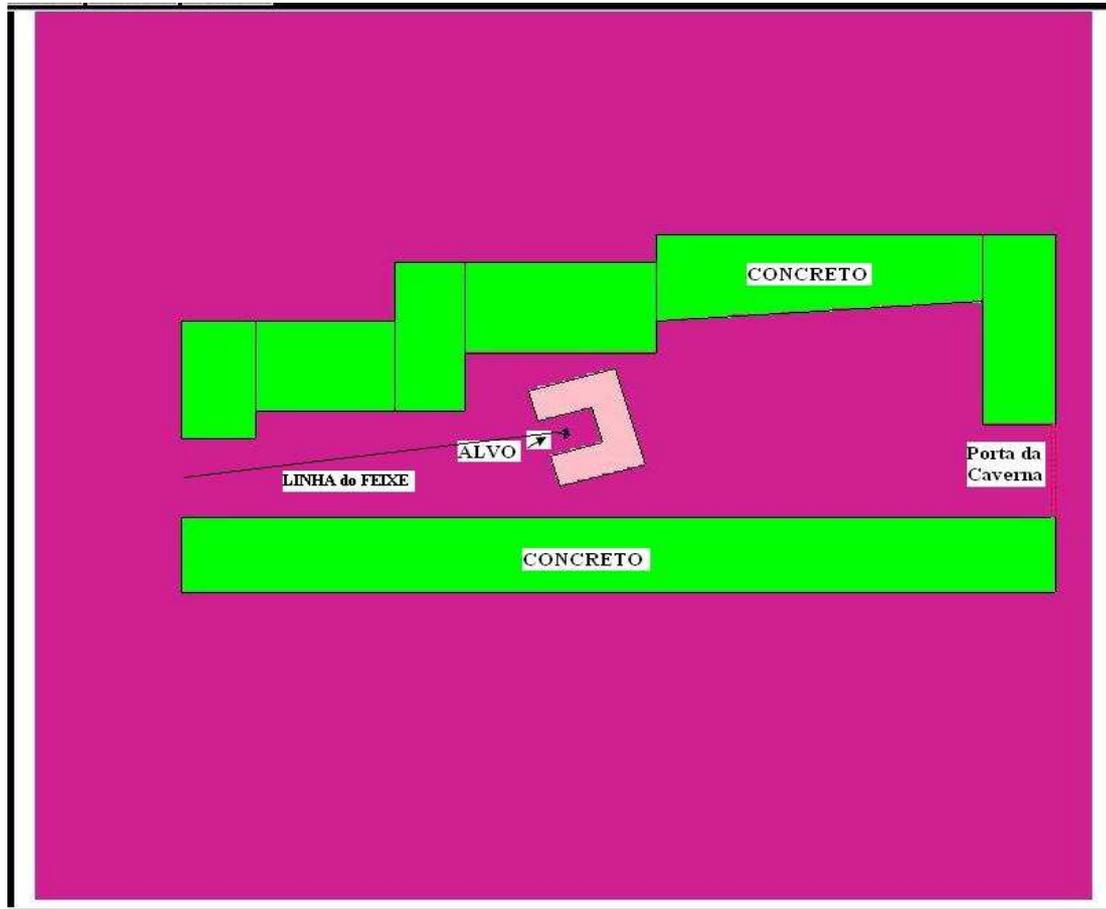


Fig. 5.14.. Vista superior da Caverna do Flúor CV-28 usando o MCNP Visual Editor (v.19L)

5.3.2 – Resultados experimentais e simulados obtidos para a sala e alvo do RDS111

A Figura 5.15 apresenta a probabilidade de ocorrência de nêutrons rápidos versus a energia para o alvo simulado do acelerador RDS111. Esta simulação inclui um alvo contendo $H_2^{18}O$ com volume estimado em 1,7 ml e bombardeado por um feixe de prótons com 11 MeV. Nesta simulação inicial, não foi incluída blindagem do RDS (ver Anexo III). Nesse caso, observa-se que a maior probabilidade de ocorrência se dá em torno de 2 MeV. Esse resultado é coerente com a informação do manual do fabricante (CTI, 1997), que cita a eficiência de determinada camada da blindagem do RDS para nêutrons com energia de 2,0 MeV.

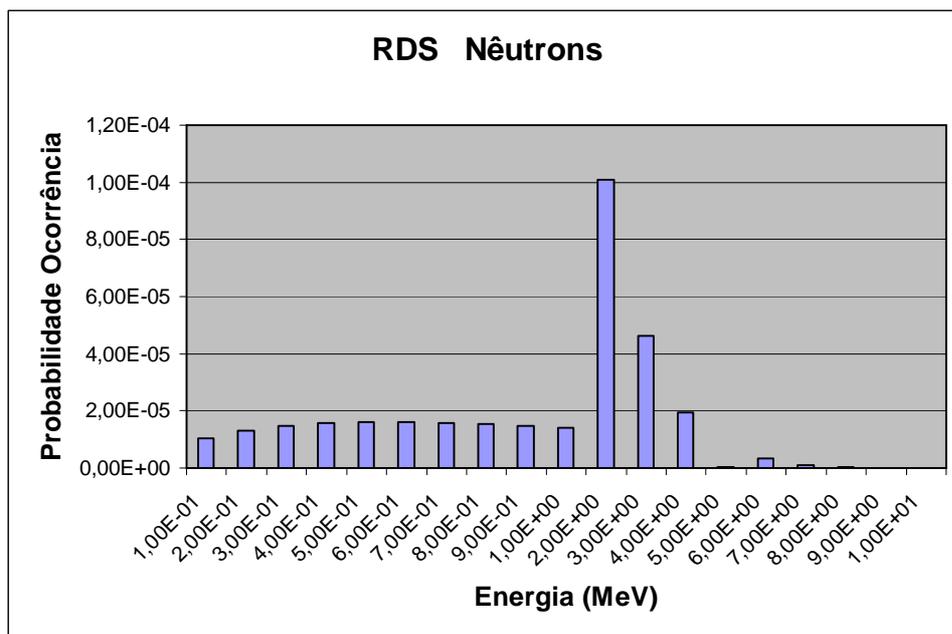


Figura 5.15 – Valores obtidos após simulação do alvo do RDS111

A Figura 5.16 apresenta uma vista superior do RDS111 incluindo os pontos onde foram realizadas medidas de taxa de dose devida a nêutrons no salão deste ciclotron. Os pontos P1 e P3, P4 e P5 ficam um pouco afastados da blindagem a uma altura de um

metro do solo. Entre esses pontos o de maior relevância é o ponto P5, onde se apresenta o operador do RDS em eventuais entradas no salão durante a operação do RDS. Os pontos IP1, IP3, IP4 e IP5, são pontos onde não há presença de pessoa durante a operação, porém apresentam altas taxas de dose durante a operação. Esses últimos pontos são intercessões da blindagem com a estrutura central do acelerador.

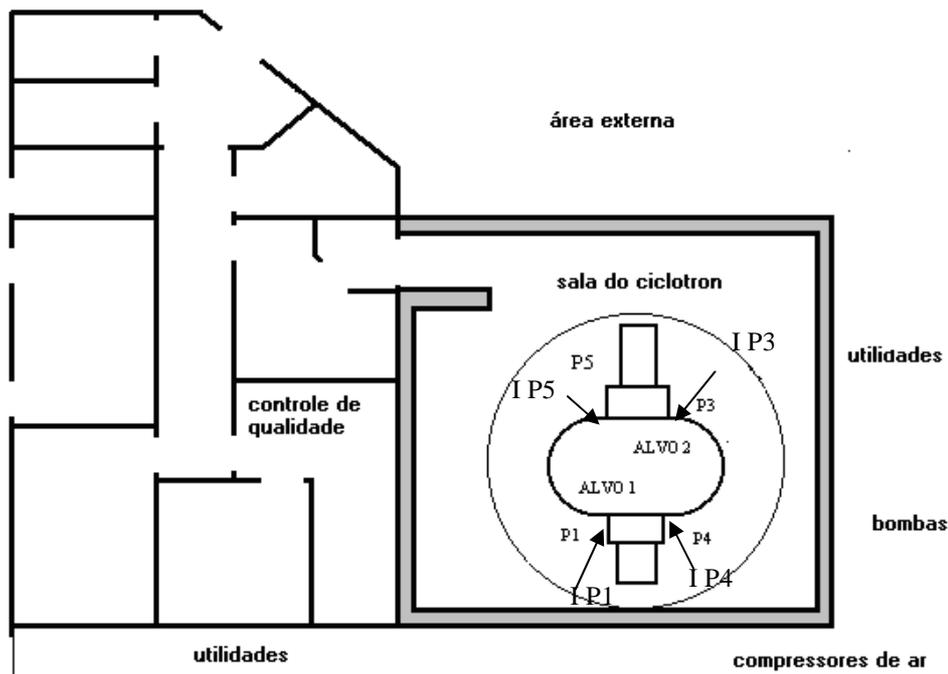


Figura 5.16. Diagrama das instalações do RDS111 com os pontos de medição indicados

5.3.2.1 Determinação das curvas de eficiência do detector HPGe utilizado para determinação do espectro neutrônico do alvo do RDS111

Para levantar-se o espectro de nêutrons nesse acelerador, usou-se o levantamento experimental através de análise por ativação e simulação utilizando-se o código MCNPX. Foram também realizadas medidas de taxa de dose utilizando-se detectores de bolha para nêutrons, usando-se suas características para as diferentes faixas de energia,

sabendo-se antecipadamente que a energia máxima dos nêutrons gerados não ultrapassará 8,56 MeV, uma vez que a energia máxima dos prótons neste acelerador é 11 MeV e a energia despendida na reação $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$ é 2,473 MeV. Situação que se mostra coerente com o gráfico da Figura 5.15 onde a probabilidade de ocorrência de nêutrons com energia superior a 8,53 MeV é nula.

Elaborou-se o levantamento de uma curva de eficiência para o detector de germânio puro HPGE 3018 da Canberra com o objetivo de repetir o mesmo procedimento realizado para o alvo onde se produz o ^{18}F no cíclotron CV-28. As Figuras 5.17 e 5.18 apresentam as curvas para duas diferentes posições das amostras em relação ao detector. A posição 1 citada na Figura 5.17 refere-se ao posicionamento da folha ativada a 10 cm do detector e a Posição 2 refere-se ao posicionamento da folha de ativação a 5 cm do detector. O diagrama da Figura 5.19 mostra a configuração utilizada.

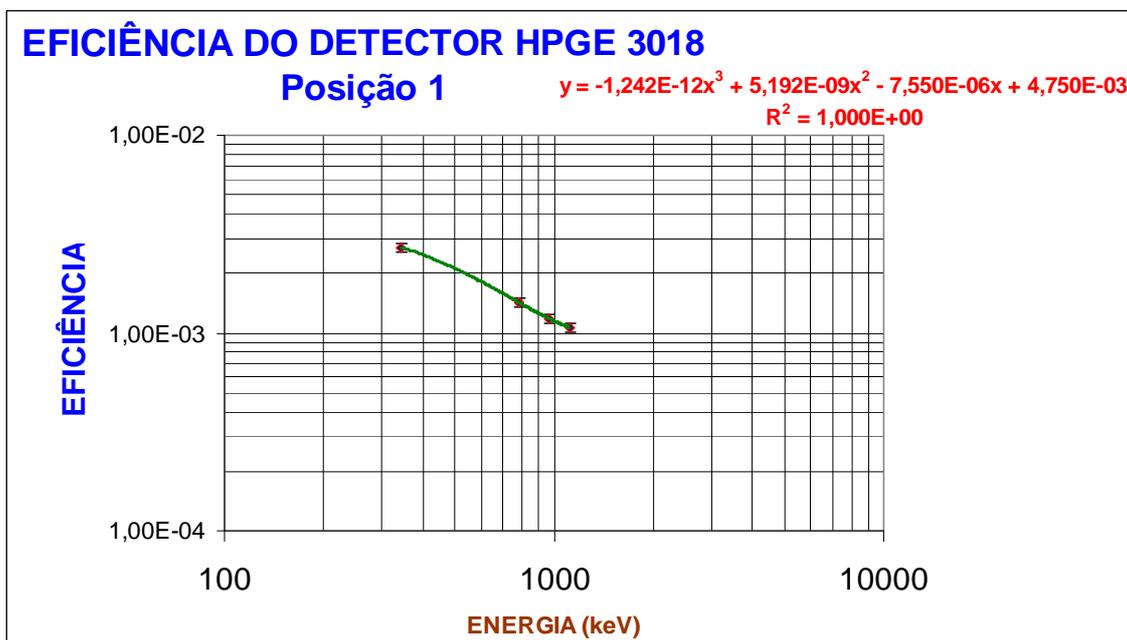


Figura 5.17 Curva de eficiência a 10 cm do detector (Posição 1) as incertezas são da ordem de $\pm 5\%$

$$\varepsilon = -1,242E-12.(E)^3 + 5,192E-09.(E)^2 - 7,550E-06(E) + 4,750E-03 \quad (5.8)$$

Onde ε - eficiência do detector a 10 cm da fonte de ^{152}Eu

Para a obtenção da curva da Figura 5.17 utilizou-se uma fonte selada de ^{152}Eu , certificada pelo IRD (Instituto de Radioproteção e Dosimetria) com data de fabricação de 27 de Maio de 2009 e incerteza associada de 2,4% e Atividade 6056Bq. Para a curva apresentada na Figura 5.18 utilizou-se uma fonte de ^{152}Eu com Atividade de 517,5 Bq com data de fabricação de 06 de Agosto de 2009 e incerteza associada de 2,4%.

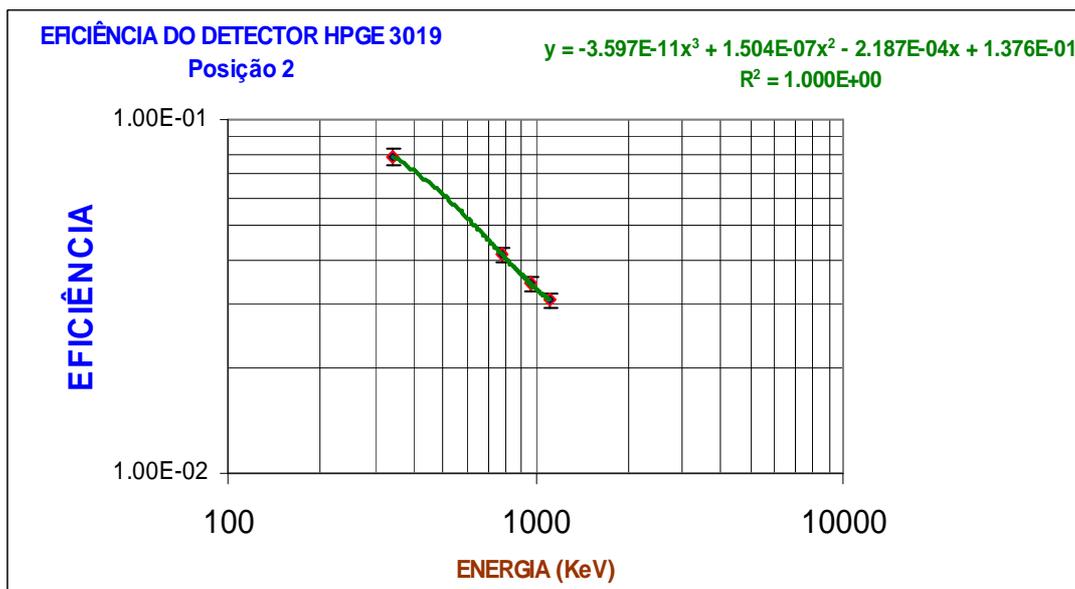


Figura 5.18 Curva de eficiência a 5 cm do detector com incertezas de $\pm 5\%$.

$$\varepsilon = -3,597E-11(E)^3 + 1,504E-07.(E)^2 - 2,187E-04(E) + 1,376E-01 \quad (5.9)$$

Foi necessário o levantamento de duas curvas de eficiência, pois algumas folhas de ativação (Níquel e Alumínio) apresentavam baixa atividade. Dessa forma, as medidas foram realizadas utilizando-se duas fontes calibradas com atividades diferentes.

O diagrama que mostra a configuração do sistema de medida utilizado, que é similar ao usado para as medidas para curva de eficiência para o CV-28 está apresentado a na Figura 5.19.

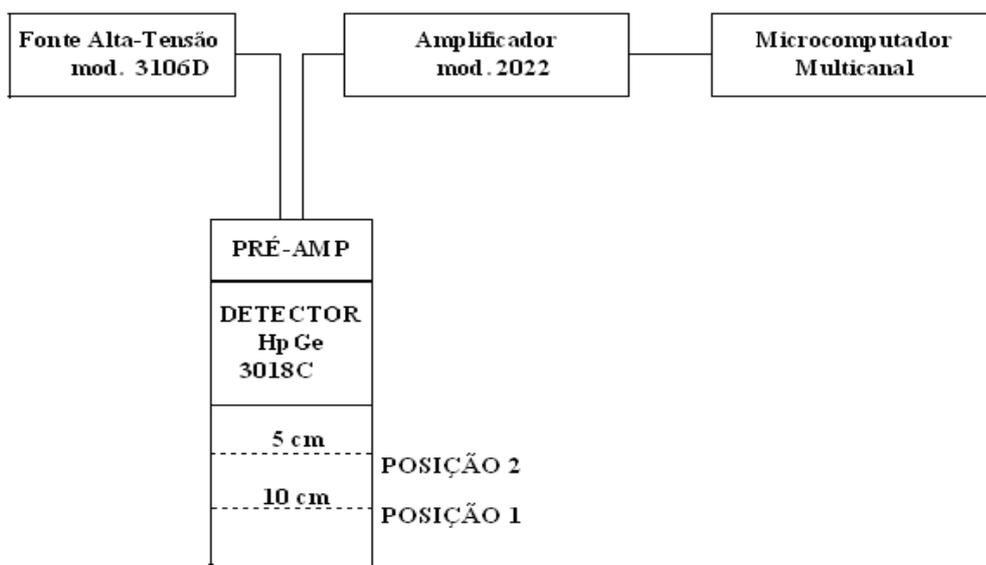


Figura 5.19 Diagrama esquemático usado nas medições para determinação das curvas das Figuras 5.17 e 5.18

5.3.2.2 Obtenção dos espectros neutrônicos experimental e simulado e comparação

Nas Figuras 5.20 e 5.21 apresentamos os espectros experimentais, utilizando análise por ativação, e o simulado, utilizando o MCNPX, respectivamente. Os valores experimentais na Figura 5.20 foram obtidos a partir dos dados contidos na Tabela 5.5.

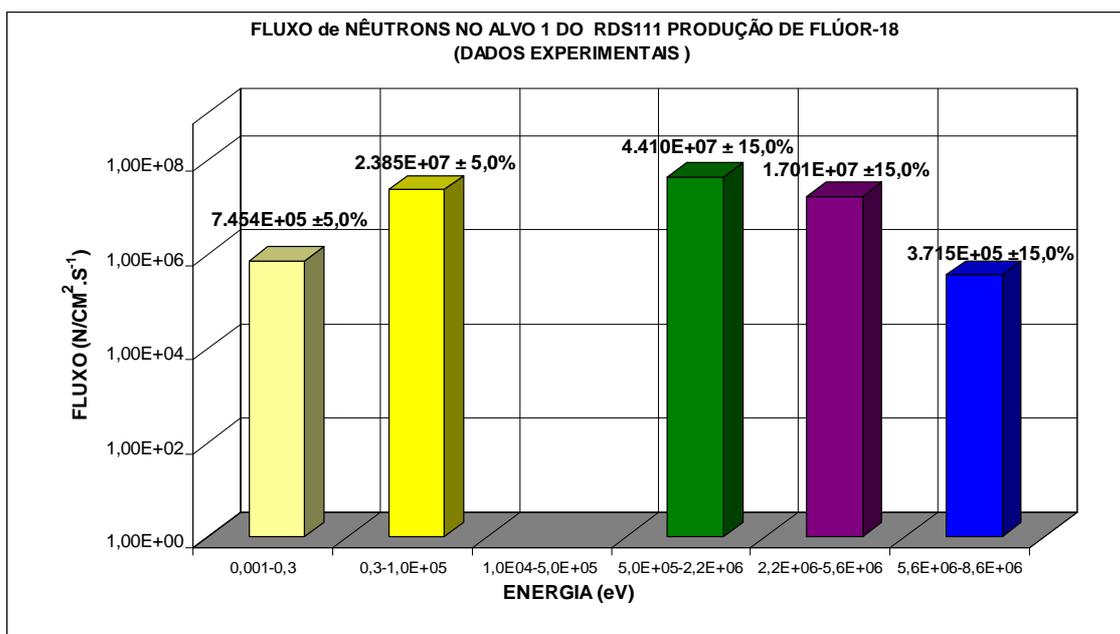


Figura 5.20 Valores Experimentais do Fluxo de nêutrons na câmara do alvo 1 do RDS111

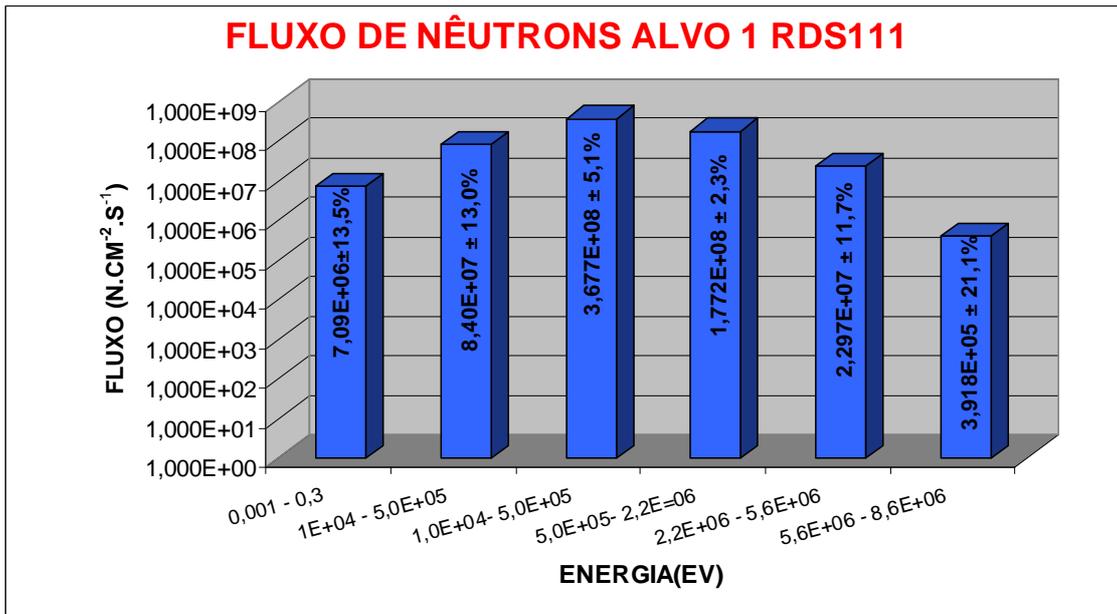


Figura 5.21 Valores Simulados obtidos com MCNPX para o fluxo de nêutrons na câmara do alvo 1 do RDS111

Embora haja discrepâncias entre os valores experimentais e simulados os espectros apresentam uma forma similar. Na simulação procurou-se usar os dados disponíveis sobre o alvo do RDS. Quanto à blindagem obteve-se apenas informação sobre alguns dos materiais utilizados na composição, porém nenhuma informação sobre o percentual de cada material, o que conduziu a uma simulação com uma estimativa do percentual de cada material

Tabela 5.5. Valores obtidos com as folhas de ativação selecionadas para medições no RDS111.

AMOSTRA	ENERGIA (keV)	Operação	Área Lít.	INCERTEZA(%)	λ (s ⁻⁰⁵)	Tcont (s)	Twait(s)	M. am(g)	Tirrad.(s)	Carga(micro C)
Au(co)	411,8	Op.854	33001	0,56	0,297688	3600	27800	0,0176	6060	303000
Au(m)	441,8	Op.854	38989	0,53	0,297688	3600	22360	0,0177	6060	303000
Au(co)	411,8	Op.882	29049	0,62	0,297688	3600	28353	0,0180	7380	369000
Au(m)	441,8	Op.882	32958	0,61	0,297688	3600	22860	0,0178	7380	369000
Au(co)	411,8	Op.851	24468	0,68	0,297688	3600	22011	0,0176	5880	294000
Au(m)	441,8	Op.851	27434	0,63	0,297688	3600	17860	0,0177	5880	294000
In(Ay)	336,3	Op.857	3286	3,01	4,2917	2800	14657	0,1306	5400	270000
In(Aw)	336,3	Op.853	2461	3,98	4,2917	2800	12090	0,1306	4320	216000
In(Ay)	336,3	Op.847	4815	3,36	4,2917	3606	19562	0,1306	3900	193000
Ni A	810,75	Op.847	1201	3,93	0,011318	5404	27284	0,2512	3900	193000
Ni B	810,75	Op.847	720	7,36	0,011318	5400	33303	0,2651	3900	193000
Ni 12	810,75	Op.853	4033	1,81	0,011318	10600	27354	0,2440	4320	216000
Al(f)	1368,6	Op.849	630	5,08	1,2879	5400	101400	0,2623	3900	193000
Al(f)	1368,6	Op.853	353	6,52	1,2879	5400	21425	0,2623	4320	216000
Al(h)	1368,6	Op.849	806	4,22	1,2879	7200	105500	0,2630	3900	193000
Al(f)	1368,6	Op.847	732	4,65	1,2879	10600	25265	0,2626	3900	193000

Au(co) significa folha de ouro coberta com capa de cádmio e Au(m) significa folha descoberta ou nua. In(Ay) e In(Aw) são folhas de índio com rótulos de identificação diferentes embora o mesmo material e formato. Também para o Alumínio são apenas identificadores para o mesmo material. Twait significa tempo de espera em segundos como definido na eq. 4.14. Similarmente para o Níquel, a indicação associada diferencia as peças, pois o material é o mesmo. A coluna carga, em microcoulomb, é o produto do tempo de irradiação em segundos pela corrente no alvo em microampet.

A seguir apresenta-se a Figura 5.22 com os valores experimentais que foram utilizados na formação do espectro experimental apresentado na Figura 5.20 e simulado na Figura 5.21.

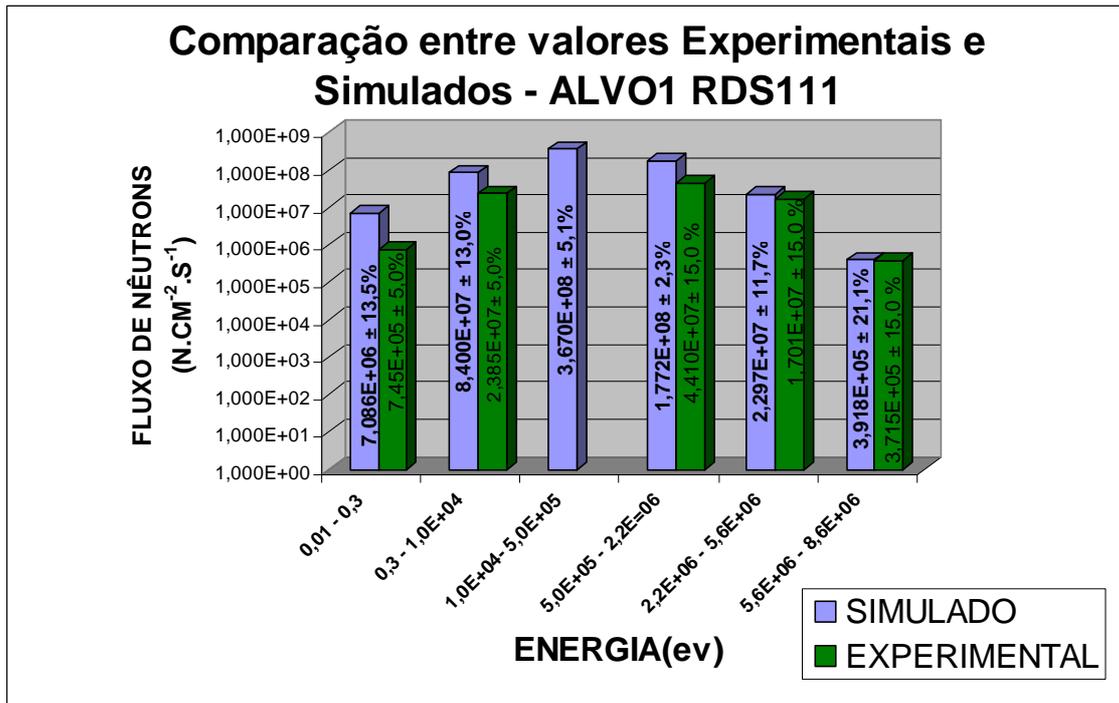


Figura 5.22 Comparação entre os valores simulados obtidos com MCNPX e os experimentais para o fluxo de nêutrons na câmara do alvo 1 do RDS111

Na Figura 5.23 apresentamos uma visualização do RDS com o alvo 1 utilizando o VISED v.19L, que é um programa visualizador associado ao MCNPX.

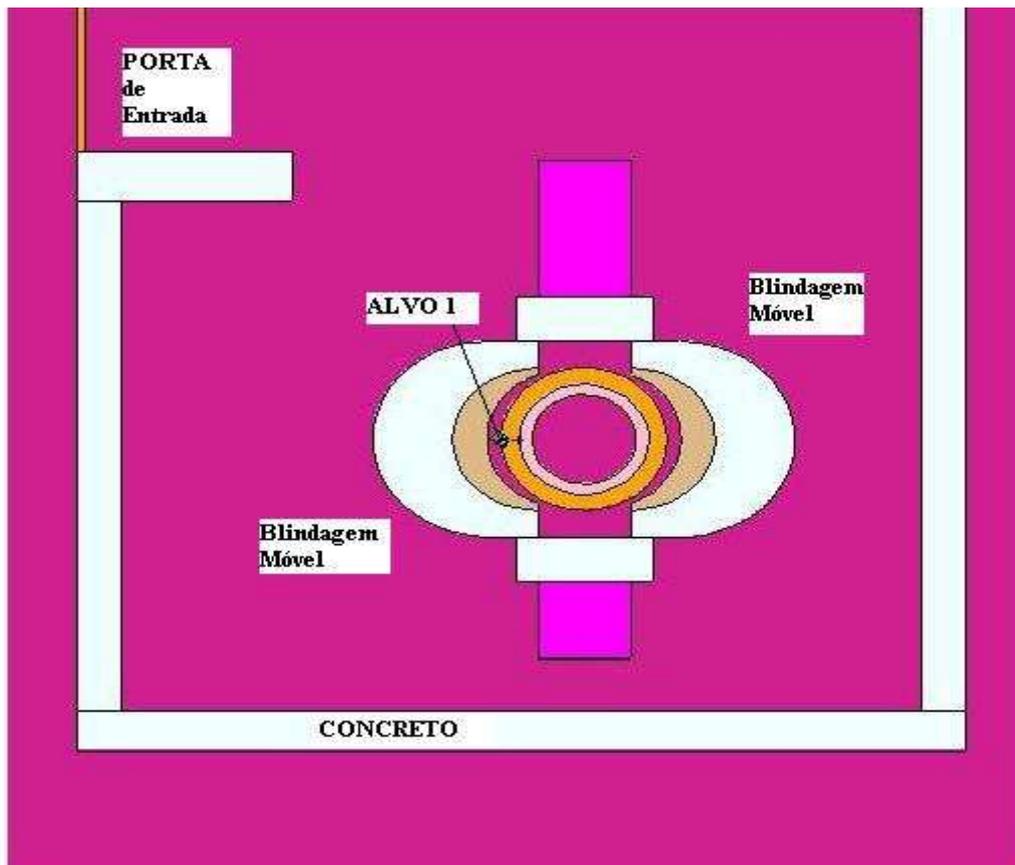


Figura 5.23. Vista superior do RDS111 utilizando o MCNP Visual Editor v. 19L

Observando-se os operadores do RDS111 verificou-se que, se a máquina opera de forma estável, sem oscilações, não há necessidade da entrada do operador no salão do acelerador, porém, quando acontecem instabilidades no feixe o operador entra durante a operação para verificar vários parâmetros no painel de instrumentação, como: temperatura da água; temperatura no salão (por causa de componentes eletrônicos de controle da máquina); umidade no ambiente e eventuais falhas na transmissão de outros dados para o computador na sala de controle. Embora o operador permaneça apenas alguns momentos para verificação de dados, expõe-se a taxas de dose devido a nêutrons, descritas nas Tabelas anteriores que podem variar de 10 a 40 $\mu\text{Sv/h}$ dependendo do alvo bombardeado (ou ambos os alvos simultaneamente) e da intensidade do feixe. Desta forma sugere-se uma barreira de material hidrogenado (polietileno, parafina) móvel próximo ao ponto de interseção IP5 (Figura 5.16) para diminuição das doses.

5.3.3 Avaliação de taxas de doses e fluxo de nêutrons no salão do RDS111

As medidas apresentadas a seguir serão referências, uma vez que este ciclotron sofreu uma alteração no alvo 1, para que sejam possíveis irradiações com uma intensidade de corrente (feixe de prótons) da ordem de 50 μA , aumentando assim a produção de ^{18}F . As medidas a seguir foram realizadas antes dessa modificação utilizando dois monitores detectores de nêutrons. Um da REMRAD, Snoopy, modelo NP-2 e outro da Canberra modelo PNM 200/S, ambos calibrados.

O manual do monitor de nêutrons REMRAD (snoopy) NP-2 informa que a incerteza global é $\pm 10\%$ (NRC, 1982) em relação aos valores de taxa de dose estabelecidos pela ICRP. Porém, esta incerteza pode variar se o campo neutrônico tiver muitos nêutrons de energia intermediária, de acordo com o gráfico fornecido pelo seu manual. O monitor PNM 200/S também possui uma incerteza global de $\pm 10\%$ (CANBERRA INDUSTRIES, 2006).

A necessidade de medidas específicas de proteção e segurança para garantir que as exposições ocupacionais normais estejam em conformidade com os requisitos de otimização e limitação de dose, com o objetivo de reduzir a magnitude das exposições potenciais, caracterizam a área do salão do RDS como área controlada, de acesso controlado.

As medições com os monitores de nêutrons REMRAD, snoopy da NRC e PNM200/s da Canberra, em diversos pontos do salão do RDS111 (vide Figura 5.16) entre 19/06/2009 e 24/06/2009 estão apresentadas na Tabela 5.6.

Tabela 5.6. Taxas se dose devido a nêutrons durante irradiação no alvo no. 1, com corrente de prótons 50 μA .

No. do FEIXE	827			828			830			831		
	REMRAD ($\mu\text{Sv.h}^{-1}$)	PNM200S ($\mu\text{Sv.h}^{-1}$)	REMRAD ($\mu\text{Sv.h}^{-1}$)	PNM200 ($\mu\text{Sv.h}^{-1}$)								
PONTO 1	25,0	33,6	40,0	42,1	36,7	47,7	49,0	55,0				
PONTO 3	6,0	6,7	4,3	6,6	5,0	7,8	4,0	5,1				
PONTO 4	3,80	4,3	7,0	6,2	6,3	7,3	4,8	5,5				
PONTO 5	30,0	23,5	50,0	43,8	40,7	32,1	26,0	25,4				
INTERSEÇÃO IP1	312,5	328,3	333,3	342,2	350,0	369,5	333,3	460,9				
INTERSEÇÃO IP3	11,0	16,5	14,0	19,4	16,0	18,4	11,5	19,2				
INTERSEÇÃO IP4	16,3	18,3	18,0	23,4	18,6	25,9	15,0	26,2				
INTERSEÇÃO IP5	135,0	169,9	153,3	183,4	130,0	181,1	164,0	244,4				

Obs: Os pontos IP 1, IP3, IP4, IP5 são medidas realizadas a dez centímetros da interseção (a 1 metro de altura do solo) da blindagem com a estrutura central do RDS111. (Veja Figura 5.16). O ponto 5 aparece em destaque pois é o ponto de maior interesse para a proteção do IOE, no caso operador do RDS, quando este entra no salão do RDS.

Nas Tabelas 5.7 e 5.8 são apresentadas as medidas realizadas em 04/12/2009. Na Tabela 5.7 os dois alvos do RDS são bombardeados sendo o alvo 1 bombardeado com uma corrente de 45 μA e o alvo 2 com uma corrente de 20 μA .

Tabela 5.7. Ambos os alvos sendo bombardeados:

No. do FEIXE	902	
	REMRAD ($\mu\text{Sv.h}^{-1}$)	PNM200/S ($\mu\text{Sv.h}^{-1}$)
Local		
PONTO 3	38,3	46,4
PONTO 5	33,4	38,0
INTERSEÇÃO I P 1	225,0	240,7
INTERSEÇÃO I P 3	90,0	91,4
INTERSEÇÃO I P 4	53,3	66,2
INTERSEÇÃO I P 5	110,0	112,8

A Tabela 5.8 apresenta uma medição feita durante irradiação do Alvo 2 do RDS com 52,5 μA no alvo em 18/12/2009.

Tabela 5.8 Irradiação do alvo 2 com corrente igual a 52,5 μA

No. do FEIXE	912	
	REMRAD $\mu\text{Sv.h}^{-1}$	PNM200/S $\mu\text{Sv.h}^{-1}$
Local		
PONTO 1	5,0	6,0
PONTO 3	60,0	60,3
PONTO 5	11,5	13,5
INTERSEÇÃO I P 1	15,0	18,0
INTERSEÇÃO I P 3	291,0	250,0
INTERSEÇÃO I P 5	55,0	55,1

A Tabela 5.7 apresenta valores quando da irradiação com feixe duplo e a Tabela 5.8 apresenta valores com feixe único (alvo 2 apenas). Os valores no ponto 5, onde eventualmente, se apresenta o IOE, possui valores maiores do que com feixe único no alvo 2. Por ser um ponto eventualmente ocupado pelo IOE, que no caso é o operador do

RDS, tem uma importância relevante em termos de proteção radiológica, pois como citado anteriormente, o operador necessita entrar no salão do RDS111, eventualmente e ocupa a posição no ponto P5.

Além das medições apresentadas, foram realizadas medições complementares utilizando-se outro tipo de dosímetro para nêutrons que utiliza a técnica de fluidos superaquecidos: os detectores de bolhas sensíveis a nêutrons, seção 3.5. Essas medições foram realizadas no salão do RDS111, utilizando os detectores de bolhas e estão apresentadas a seguir na Tabela 5.9: Nessa Tabela os valores das colunas UPF (Unidades Proporcionais ao Fluxo) e taxa de UPF fornecem informações sobre o fluxo neutrônico, onde, de acordo com a referência ("Bubble Detector Spectrometer" BDStm, 2006), o número de bolhas dividido pelo fator de sensibilidade indicado no tubo, fornece um valor diretamente proporcional ao fluxo neutrônico.

Tabela 5.9. Medições realizadas com os detectores de bolha da BTI, INC., modelo BDS-36 no ciclotron RDS111

Nome do arquivo	Contagem usando o "Image-Pro"	Contagem Manual	Diferença (%)	(U.P.F)	Tempo de irradiação (horas)	Taxa de (U.P.F./h)
*10_11_3146	123	137	11,4	124	3	41,3
10_14_3095	150	171	14,0	122	3	40,7
100_13_3185	104	103	-0,01	79	3	26,3
100_14_3198	94	91	-0,03	65	3	21,7
600_17_3211	111	119	0,07	70	3	23,3
600_20_3225	112	121	0,08	61	3	20,3
2500_14_3299	23	21	-0,09	15	2,5	6,0
2500_15_3313	21	20	-0,05	13	2,5	5,2
1000_13_3279	9	9	0,00	7	2,5	2,8
1000_17_3251	26	26	0,00	15	2,5	6,0

*Obs.: O nome do arquivo significa: limiar de energia; fator de ajuste dosimétrico; número de identificação do tubo

É importante enfatizar que os seis primeiros valores apresentados na Tabela 5.9 foram obtidos durante a Operação no. 660 que durou 180 minutos, com corrente de 51 μA no alvo 1, enquanto os quatro últimos valores foram obtidos durante a Operação no. 678 que durou 150 minutos com corrente de 51 μA no alvo 1.

Os valores apresentados na coluna "contagem usando o ImagePro" são valores gerados com auxílio de uma rotina elaborada para o programa "Image-Pro Plus Version 4" (SILVA, L. C. et al., INAC 2009).

Os valores apresentados pelos tubos BDS apresentam incerteza que pode variar de 20% a 50%. Um dos fatores responsáveis por essa larga faixa de incerteza é o número de bolhas obtido. Quando se obtém um número inferior a trinta bolhas pode-se ter uma incerteza maior. Embora a quantificação da dose possua uma alta incerteza,

estes dosímetros portáteis possuem uma característica interessante sob o ponto de vista de proteção radiológica, pois enquanto os filmes dosimétricos e os TLDs atualmente utilizados no IEN precisam ser submetidos a um processo de leitura para posterior obtenção da dose que o indivíduo sofreu, e isto depende de um processo de leitura que muitas vezes não é realizado no local da instalação, os detectores de bolha, embora imprecisos, acusam imediatamente a presença de radiação devido a nêutrons, o que orienta o seu usuário a tomar uma medida IMEDIATA para se proteger.

Observando-se os valores obtidos na última coluna da Tabela 5.9, verifica-se que para as faixas de energia mais baixa, entre 10 e 100 keV e 100 e 600 keV, obteve-se, comparativamente às demais faixas, uma contagem maior, indicando que existe uma quantidade maior de nêutrons nestas duas primeiras faixas, do que nas demais faixas, conforme observado na Figura 5.24.

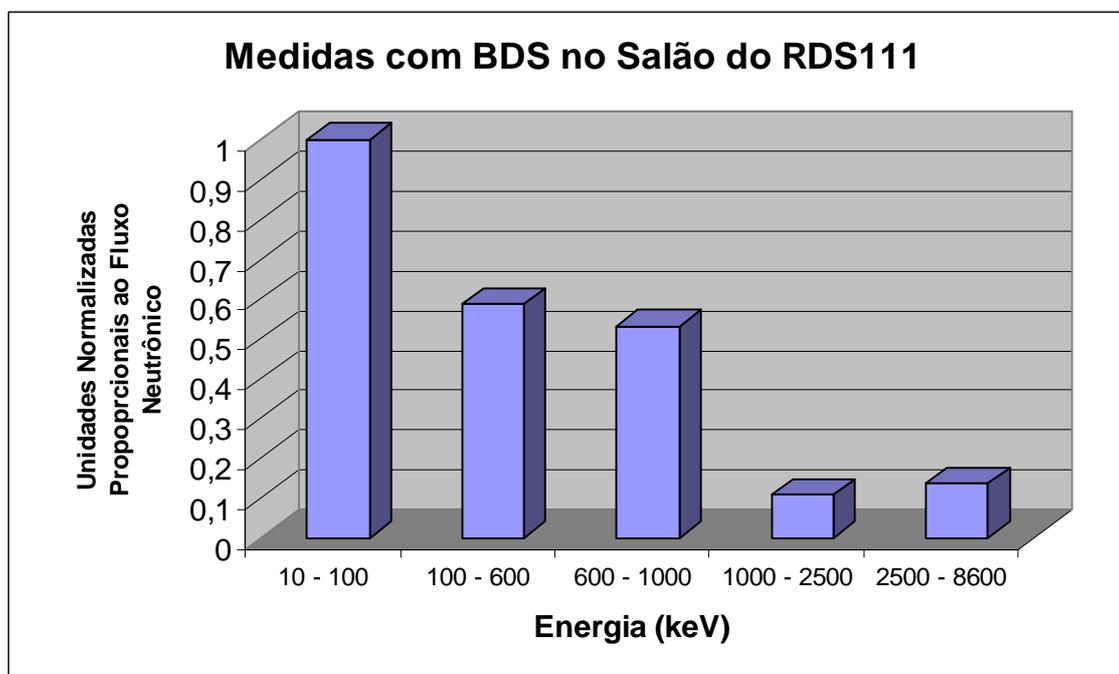


Figura 5.24 Valores obtidos com detectores de bolhas no salão do RDS111

Os valores apresentados no eixo vertical da Figura 5.24 não são valores do fluxo de nêutrons, porém representam uma informação sobre o comportamento do fluxo de nêutrons do lado de fora da blindagem, no salão do RDS111.

A Figura 5.25 apresenta uma imagem da contagem utilizando-se a rotina semi-automática escrita para o “ImagePro” com a marcação das bolhas feita por este programa.

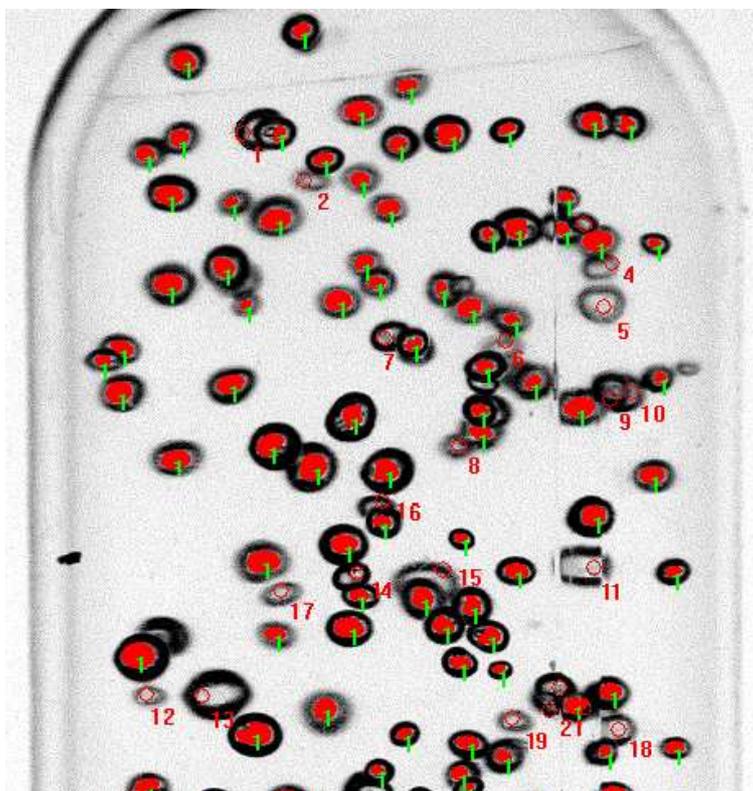


Figura 5.25 Contagem das bolhas feitas pelo programa semi-automático Image-Pro

Estes detectores de bolha demonstram que podem ser utilizados, porém, possuem algumas restrições quanto à sua sensibilidade à temperatura, o que requer cuidados especiais de armazenamento com temperatura controlada em torno de 20° C. Além disso, após serem recomprimidos, e expostos ao campo neutrônico similar aos

anteriores no salão RDS, durante irradiação, apresentaram um número de bolhas muito menor do que antes da recompressão. Isto demonstrou que uma deterioração no desempenho desses detectores

Talvez um futuro aperfeiçoamento desses detectores e diminuição do seu preço, venha a permitir seu uso corrente em proteção radiológica.

CAPÍTULO 6

CONCLUSÕES, CONSIDERAÇÕES E SUGESTÕES

A metodologia usada neste trabalho, quando na determinação do fluxo neutrônico, tem como prioridade a proteção do IOE, pois, estimando-se um valor de fluxo de nêutrons que seja até mesmo um pouco maior do que o real, isto gera ações protetoras mais eficientes.

Recentemente o acelerador RDS111 teve um dos alvos modificados para aumento da produção de FDG. Além disso, a intensidade da corrente de irradiação foi aumentada de 25 μA para 50 μA . Desta forma os valores de taxa de dose sofreram uma nova avaliação no salão desse acelerador. Fez-se um levantamento do espectro neutrônico de doses para cada faixa de energia, utilizando-se análise por ativação de nêutrons (AAN), modelos computacionais, detectores de bolha para nêutrons da “Bubble Technology Industries” (BTI), com o objetivo de se estabelecer procedimentos que visem à minimização das doses recebidas pelos IOE, além de avaliar o desempenho e a eficácia da atual blindagem do RDS111 em face do aumento de intensidade de corrente no alvo citado anteriormente

No que se refere ao alvo do acelerador CV-28, pode-se otimizar esta blindagem utilizando, por exemplo, concreto barita, já utilizado com resultado satisfatório para blindagem de nêutrons em instalações nucleares, como reatores e instalações radiativas, como salas de radioterapia. O emprego de combinação de materiais hidrogenados já empregados parcialmente também possibilitará o aumento da produção do Flúor-18 com irradiações mais freqüentes minimizando as doses tanto para os que trabalham na

produção de tão importante radioisótopo com aplicação em medicina nuclear, como para o público em geral, satisfazendo o princípio ALARA.

Os valores de dose e taxa de dose medidos pelo Serviço de Proteção Radiológica do IEN encontram-se na faixa de algumas unidades de $\mu\text{Sv/h}$ para nêutrons e radiação gama, o que, embora abaixo do valor máximo permitido de 20 miliSv/ano pelas normas da CNEN deve ser minimizado. Este valor máximo limite se refere ao trabalhador ao longo do primeiro ano, enquanto que, em cinco anos, a dose deve permanecer abaixo de 100 mSv . Como em um ano as recomendações e normas da “International Commission on Radiological Protection” (ICRP) e CNEN, assumem 2.000 horas de trabalho, temos, em média, 10 μSv por hora de trabalho.

As ações empreendidas na melhora da blindagem móvel do alvo onde é produzido o ^{18}F do CV-28 produziram uma significativa redução nos níveis de taxa de dose tanto relativo a nêutrons como a radiação gama secundária. O valor percentual médio dessa redução nos três pontos de medida na instalação do CV-28 foi de 38%.

Embora seja auto-blindado, o ciclotron RDS111 apresenta doses de nêutrons significativas durante a operação. O fato de ser necessária a eventual entrada do operador no salão do acelerador expõe o mesmo a uma taxa de nêutrons e gama que pode ser minimizada com a colocação de um anteparo móvel constituído por material hidrogenado, como parafina e ou polietileno próximo ao ponto de interseção IP5 mostrado na Figura 5.16 onde se originam altas taxas de doses devido a nêutrons.

Com a aplicação das ações relatadas anteriormente conseguiu-se reduzir as taxas de dose na sala de operação do CV-28, na área adjacente à sala de controle e no portão de carga (entrada e saída de material) da instalação conforme mostrado na Figura 5.13.

É importante ressaltar que foi a primeira vez que se determinou o espectro neutrônico obtido tanto para o alvo do ^{18}F do CV-28 como para o alvo do RDS111, tanto experimentalmente como através da simulação com o código MCNPX versão 2.5.

Atualmente, os níveis de taxa de dose medidos em alguns locais da instalação embora abaixo do limite previsto pelo órgão regulador nacional que é a CNEN, foi ainda diminuído. Sabendo-se que com o aumento da demanda de radiofármaco, a necessidade de um aumento na produção e irradiação de dois alvos simultaneamente, pode ocasionar um aumento nas taxas de dose, mostra a necessidade e relevância do presente trabalho, o qual visa à proteção do IOE, do indivíduo do público e ao cumprimento das normas do órgão regulador nacional. Sugere-se assim a elaboração de uma blindagem móvel de material hidrogenado (polietileno, parafina), removível, posicionada próximo à interseção IP5, vide, Figura 5.16, no salão do RDS. O operador, em suas eventuais, embora não freqüentes, entradas no salão durante a operação, fica próximo ao ponto P5 para verificar parâmetros importantes para a continuidade e estabilidade da operação. Com o eventual aumento na demanda de produção e da intensidade de corrente em um ou dois alvos simultaneamente, as doses devido a nêutrons tendem a aumentar, o que requer ações protetoras. Outra ação protetora sugerida é a que considera a automação completa de todos os parâmetros de controle do RDS111, incluindo redundância dos mesmos, de forma que a entrada no salão pelo operador nunca seja necessária durante a operação, ou ainda pelo menos reduzida ao máximo. É interessante observar que, pelo fato do RDS111 ser um acelerador auto-blindado, é possível e até prevista pelo fabricante a entrada no salão de operação durante a irradiação, porém a minimização de doses deve ser implementada para cumprimento do princípio ALARA.

Sugestão Para Futuros Desenvolvimentos

Uma vez conhecidos experimentalmente e modelados computacionalmente os espectros neutrônicos dos alvos para produção do Flúor-18 tanto no CV-28 quanto no RDS111, torna-se mais fácil a implementação de modelos computacionais com diferentes materiais, em diferentes associações, para minimizar as doses geradas por nêutrons e radiação gama secundária. Desta forma, sugere-se, como continuidade deste trabalho, a otimização das blindagens utilizando-se a simulação computacional com o uso desta poderosa ferramenta computacional MCNPX. Podem-se utilizar diferentes materiais para blindagem como o concreto barita, que possui excelente seção de choque para nêutrons devido à sua composição com diversos isótopos de bário (DAMY, et al.,1993), além de outros materiais hidrogenados bem conhecidos como parafina, parafina com boro e polietileno e uma combinação destes.

O uso de outras técnicas, utilizando-se outros tipos de detectores, como cintilador líquido, detectores termoluminescentes em conjunto com esferas de Bonner, também é interessante para obterem-se valores que possam ser comparados com valores simulados computacionalmente com o código MCNPX, que possui grande versatilidade.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- ALIEV, I.; DRYNKIN, V.I.; LEIPUNSKAYA, D.I.; AND KASATKIN, V. A.,
Handbook of Nuclear Data For Neutron Activation Analysis, Halsted Press, John
Wiley & Sons, 1970, pp. 24, 27, 32.
- ALVORD, C.W., *Computer simulation tools as applied to radioisotope production
target design*, John Wiley & Sons, March, 2002.
- ATTIX, F. H., *Introduction to Radiological Physics and Dosimetry*, John Wiley &
Sons, 1986.
- BECKURTZ, K. H. & WIRTZ, K., *Neutron Physics*, Kernforschungszentrum
Karlsruhe, Springer-Verlag, 1964.
- BERGER, H., *Neutron Radiography Methods, Capabilities and Applications*, Argonne
National Laboratory, 1965, p. 10.
- BRUN, R.; BRUYANT, F.; MAIRE, M. et al. *GEANT3*, CERN dd/ee/84-1, 1987.
- BUBBLE DETECTOR SPECTROMETER BDStm, For Low Resolution Neutron
Spectroscopy MANUAL,BTI, 2006
- CANBERRA INDUSTRIES, PNM-200/S Specification Data Sheet, 2006.
- CNEN, IEN, Coordenação de Segurança e Proteção Radiológica, Levantamento
Radiométrico na Produção de ¹⁸F - Operação do Cíclotron CV-28 e RDS111, Dez
2006 a Dez 2007.
- CTI, RDS111, Introduction and Theory, 1998.
- DAMY, M. H. ET al., “Cálculo de taxas de reação em folhas de ativação no interior

do "beam hole" número 8 do reator IEA-R1 utilizando o código de transporte de radiação DOT-3.5", IX ENFIR, 1993.

DAVISON, B., *Neutron Transport Theory*, London, Oxford University Press, 1957.

DUDERSTADT, J. J. & HAMILTON, J. L., *Nuclear Reactor Analysis*, John Wiley & Sons, 1976.

ENDF/B-VI.8 (USA, 2001), <http://www.nndc.bnl.gov/exfor/endl00.jsp>, acesso em maio de 2009.

FODERARO, A., *The Photon Shielding Manual*, Pennsylvania State University, 2nd edition, April 1978, p. 76.

GARBER, D.I. & KINSEY, R. R., *Neutron Cross Section Volume II, Curves*–BNL 325, 1976.

GAVAZZA, S., *Cálculo de Parâmetros de um Experimento de Blindagem*, Tese de Mestrado, I.M.E., 1986.

GENERAL ELECTRIC CO. & KAPL, INC., *Nuclides and Isotopes*, fifteenth edition, 1996.

GOVE, N.B. & WAPSTRA, A. H., *Nuclear Data Tables, Part V, Nuclear Reaction Q Values*, Academic Press, New York, 1972, p. 213.

GRUBBÉ, E.H. Who was the first to make use of the therapeutic qualities of the x ray?
Radiological Review XXII: 184-187; August 1933

HARALD, Enge, M.I.T., *Introduction to Nuclear Physics*, Addison-Wesley Publishing Company, Inc., Fifth printing, 1972.

HCFMUSP, Hospital Das Clínicas Da Faculdade De Medicina Da Usp *Médicos*, no. 7,

Mar/Abr./,1999.

HELM, F. H., 1966, *Activation of gold spheres and foils in non-isotropic neutron incidence*, Nuclear Applications, vol. 2 August.

HUGHES, Donald J. & HARVEY, John A., *Neutron Cross Sections*, BNL 325, Brookhaven National Laboratory, 1955

INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR, Supervisão de Manutenção e Operação do Reator, Coordenadoria de Reatores, Laboratório Nuclear II, Setembro, 1998

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear Data Standards for Nuclear Measurements, Technical Reports Series No. 227, 1983, p. 59-61.

KAPLAN, Irving, Física Nuclear, trad. por José Goldenberg, 2a Ed., Guanabara Dois, 1978.

KNOLL, G. F., *Radiation Detection and Measurement*, 3rd Ed., John Wiley & Sons, 1999.

KOSKINAS, MARINA FALLONE, *Medida do Fluxo Térmico, Epitérmico e Rápido do Reator IEA-R1 pelo Método de Ativação de Folhas*, Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares/C.N.E.N., São Paulo, S.P., Maio/1979

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

LANDOLT-BÖRNSTEIN – Vol. 5, Q-Values and Excitation Functions of Nuclear Reactions, Part b, Excitation functions for charged Particle Induced Nuclear Reactions; KELLER, K. A.; LANGE, J.; MÜNZEL, H. and PFENNING, G. Editor: H. Schopper, Springer - Verlag, 1973.

LEDERER, Charles M. & SHIRLEY, Virginia S., Ed.; P. Authors: BROWNE, E.; DAIRIKI, Janis M.; DOEBLER, Raymond E.; Authors: SHIBAB-ELDIN, Adnan A.; JARDINE, Leslie J.; JAGDISH, K. Tuli; BUYRN, Audrey B., *Table of Isotopes*, seventh edition, 1978, p. 41, 170.

MARION, J.B. & YOUNG, F.C., *Nuclear Reaction Analysis, Graphs and Tables*, North Holland Publishing, Amsterdam, 1968.

MUGHABGHAB, S. F. & GARBER, D. I. Neutron Cross Sections, Volume 1, Resonance Parameters, BNL-325, Brookhaven National Laboratory, June 1973.

NELSON, W. R.; HIRAYAMA, H.; ROGERS, D. W. O. *The EGS4 Code System*. Stanford Linear Accelerator Center, SLAC-265-UC-32, 1985

NRC, RemRad, Neutron Survey Meter, AN/PDR-70(Snoopy NP-2), MODEL 478, Instruction/Technical Manual, 1982

NUCLEAR DATA CENTER, Evaluated Nuclear Data File/B-VI, Brookhaven National Laboratory, April, 1996.

OTTO, A. C., Estudo e Aplicação dos códigos ANISN e DOT 3.5 a problemas de Blindagem de Radiações Nucleares, Tese de Mestrado, IPEN-USP, 1983.

OTTO, A.C. et al, *Cálculo de Blindagem de Reatores Nucleares ANISN e SABINE-3* V Encontro Nacional de Física de Reatores, Rio de Janeiro, Abril 1985, p.663-667

PELOWITZ, DENISE P., *MCNPXTM USER'S MANUAL*, version 2.5.0, ORNL/RSICC, April 2005.

PEREIRA DA SILVA, L.C.R., *Metodologia pra cálculo da blindagem para o sistema KIPROS de bombardeamento de ¹²⁴Xe por feixe de prótons de 24 MeV produzido pelo ciclotron CV-28 do IEN*, Instituto Militar de Engenharia, Rio de Janeiro,

março, 2000

PRAEL, R. E.; LICHTENSTEIN, H. *User Guide to LCS: The LAHET Code System*.

Los Alamos National Laboratory report LA-UR-89-3014, Sept. 1989.

PRICE, W. J., *Nuclear Radiation Detection*, second edition, McGraw-Hill Book Company, 1964.

PRITYCHENKO, B. AND SONZOOONI, A. Q. – Value Calculator, NNDC, BNL, 2008, www.nndc.bnl.gov/qcalc, acesso em 21 de Fevereiro de 2008.

REINA, L.C., 2010 et al, “Diagnostic assessment to estimate and minimize neutron dose rates received by occupationally exposed individuals at cyclotron facilities”, *Applied Radiation and Isotopes*, v.68 (Mar), pp. 489-495. 2010.

SCHAEFFER, N. M., *Reactor Shielding for Nuclear Engineers*, Technical Information Center, U.S. Department of Energy, 1973.

SILVA, L. C. R. ; Silva, A. X. ; Facure, A. ; Suita, J. C., *Semi-Automatic Bubble Counting System For Superheated Droplet Detectors*, INAC 2009.

SILVA, L. C. R. ; Silva, A. X. ; Facure, A.; Suita, J. C., *Determination Of Neutron Flux At IEN/CNEN Cyclotron Facilities In Order To Estimate And Minimize Neutron Dose Rates Received By Occupationally Exposed Individuals*, INAC 2009

SILVA, L. C. R., Silva, A. X.; Facure, A.; Suita, J. C. *A methodology to estimate and minimize neutron dose rates received by occupationally exposed individuals at IEN/CNEN cyclotron facilities*. 12th International Congress of the International Radiation Protection Association, 2008. v. 1. p. 1-8.

SILVA, LC.R.P et al., *Avaliação da estimativa de dose para transporte do embalado do radiofármaco FDG produzido pelo cíclotron RDS111 do IEN/CNEN*, Ribeirão

Preto, SP, Junho, 2006

SUITA, J. C., *Medidas de seções de Choque de Reações Induzidas por Nêutrons Rápidos, Tese de Doutorado*, I.F., U.F.R.J, 1994.

TCC, *The Cyclotron Corporation*, Cyclotron Service and Operation Manual, TCC, 1973

TSOULFANIDIS, N., *Measurement and Detection of Radiation*, McGraw-Hill Book Company, 1983.

WOLF, B., *Handbook of Ion Sources*, CRC Press, ISBN 0-8493-2502-1, 1995

WOOD. J., *Computational Methods In Reactor Shielding*, Pergamon Press, 1982.

X-5 MONTE CARLO TEAM. *MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5*. Los Alamos National Laboratory report LA-CP-03-0245, April, 2003.

ZOBEL, W., U.S. *Atomic Energy Commission, document*, ORNL – 3407, 1963.

ANEXO I

Aplicação de propagação de erros utilizada na obtenção dos valores das curvas de eficiência apresentadas no Capítulo 5

A fórmula para a propagação de erros a variáveis não correlatas [KNOL, 1999]:

$$\sigma_u^2 = \left(\frac{\partial u}{\partial x}\right)^2 \sigma_x^2 + \left(\frac{\partial u}{\partial y}\right)^2 \sigma_y^2 + \left(\frac{\partial u}{\partial z}\right)^2 \sigma_z^2 + \dots \quad (\text{I.1})$$

Onde:

$u = u(x,y,z,\dots)$, e x,y,\dots são variáveis independentes, isto é, qualquer alteração em uma variável não afeta as outras e vice-versa, a fim de evitar-se os efeitos de correlação.

E a incerteza (erro) relativa(o) será:

$$\frac{\sigma_{AL}}{A_L}, \text{ ou, em porcentagem } \frac{\sigma_{AL}}{A_L} \times 100 \%. \quad (\text{I.2})$$

No Capítulo 4, para cada medida de área líquida, A_L , obtida calculou-se também um desvio associado e um erro relativo conforme descrito acima.

Para o caso de soma ou subtração de variáveis, aplica-se a equação abaixo, obtendo-se:

$$\sigma_u = \sqrt{\sigma_x^2 + \sigma_y^2} \quad (\text{I.3})$$

Para o caso da divisão ou multiplicação de variáveis que dependem apenas das contagens obtidas, teremos:

$$u(x,y,z) = \frac{x}{y \cdot z} \quad (\text{I.4})$$

$$\frac{\partial u}{\partial x} = \frac{1}{y}; \quad \frac{\partial u}{\partial y} = -\frac{x}{z \cdot y^2}; \quad \frac{\partial u}{\partial z} = -\frac{x}{z^2 \cdot y} \quad (\text{I.5})$$

Assim, desenvolvendo e dividindo ambos os lados da equação por u^2 , obtém-se:

$$\left(\frac{\sigma}{u}\right)^2 = \left(\frac{\sigma_x}{x}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_y}{y}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_z}{z}\right)^2 \quad (\text{I.6})$$

Na determinação das atividades, utilizamos também a Equação :

$$\epsilon = \frac{A_L}{T_c \cdot A \cdot P_\gamma} \quad (\text{I.7})$$

Onde consideraremos o termo $\frac{1}{T_c}$ uma constante k, pois, a incerteza na contagem eletrônica do como nulo, pois este é, sem dúvida muitíssimo menor do que as incertezas associadas às demais variáveis da equação I.7 :

T_c = tempo de contagem.

A = Atividade corrigida até o momento da medida.

Assim:

$$\epsilon = k \cdot \frac{A_L}{A \cdot P_\gamma} \quad (\text{I.8})$$

Aplicando-se a equação AI.6 para três variáveis , tem-se :

$$\left(\frac{\sigma_\epsilon}{\epsilon}\right)^2 = \left(\frac{\sigma_{A_L}}{A_L}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_{P_\gamma}}{P_\gamma}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_A}{A}\right)^2 \quad (\text{I.9})$$

As formas: $\epsilon \pm \sigma_\epsilon$ e $\frac{\sigma_\epsilon}{\epsilon} \times 100$ em %, são apresentados nas incertezas associadas aos valores nos Figuras 5.1, 5.17 e 5.18.

ANEXO II

**Exemplo de arquivo de entrada do código MCNPX versão 2.5
utilizado para obtenção dos dados de Fluxo neutrônico da
Caverna alvo para Flúor do CV-28, antes da introdução da
blindagem móvel**

```

C   SIMULACAO DA CAVERNA DO CV-28 IEN
C   FEIXE MONOENERGETICO      21 / JANEIRO / 2008
C
C   *****
C   *****          CARTAO DE CELULAS          *****
C   *****
C
C   ***** ALVO Nióbio *****
1650  6   -8.57   44 -45 -300      IMP:H,N=1
C   ***** ALVO H2O18 *****
1700  5   1.00   45 -47 -300      IMP:H,N=1   $ AGUA COM O-18
C
C   ***** PAREDES PISO E TETO EM CONCRETO por partes ****
1000  4   -2.35   190 -200 10 -30 90 -150  IMP:H,N=1  $ PISO 1
1001  4   -2.35   190 -200 30 -50 90 -160  IMP:H,N=1  $ PISO 2
1002  4   -2.35   190 -200 50 -80 90 -170  IMP:H,N=1  $ PISO 3
1003  4   -2.35   240 -250 10 -30 90 -150  IMP:H,N=1  $ TETO 1
1004  4   -2.35   240 -250 30 -50 90 -160  IMP:H,N=1  $ TETO 2
1005  4   -2.35   240 -250 50 -80 90 -170  IMP:H,N=1  $ TETO 3
1020  4   -2.35   200 -240 90 -100 -80 10 IMP:H,N=1  $ PAREDE
1030  4   -2.35   200 -240 110 -150 10 -20 IMP:H,N=1  $ PAREDE
1040  4   -2.35   200 -240 130 -150 -30 20 IMP:H,N=1  $ PAREDE
1050  4   -2.35   200 -240 130 -160 -40 30 IMP:H,N=1  $ PAREDE
1060  4   -2.35   200 -240 140 -160 -50 40 IMP:H,N=1  $ PAREDE
1070  4   -2.35   200 -240 180 -170 -60 50 IMP:H,N=1  $ PAREDE INCLINADA
1080  4   -2.35   200 -240 120 -170 -80 60 IMP:H,N=1  $ PAREDE
1090  4   -2.35   230 -240 100 -120 -80 60 IMP:H,N=1  $ PAREDE SOBRE PORTA
1100  4   -2.35   200 -210 100 -110 -20 10 IMP:H,N=1  $ PAREDE SOB ABERTURA
1110  4   -2.35   220 -240 100 -110 -20 10 IMP:H,N=1  $ PAREDE SOBRE ABERTURA
C
C   ***** PARAFINA SOBRE O TETO *****
1500  3   -0.90   250 -260 10 -30 90 -150 IMP:H,N=1  $PARAFINA 1
1501  3   -0.90   250 -260 30 -50 90 -160 IMP:H,N=1  $PARAFINA 2
1502  3   -0.90   250 -260 50 -80 90 -170 IMP:H,N=1  $PARAFINA 3
C   ***** PORTA DE FERRO *****
1600  2   -7.87   200 -230 100 -120 -80 70 IMP:H,N=1
C
C   ***** TODO AR PARA MODELO *****
5000  1   -0.00125 (-500)#1700#1000#1001#1002#1003#1004#1005#1020#1030#1040
      #1050#1060#1070#1080#1090#1100#1110#1500#1501#1502#1600#1650  IMP:H,N=1
C
C   ***** LIMITE DO SISTEMA VACUO ESFERA *****
5010  0           500 IMP:H,N=0 $LIMITE VACUO
C
C   *****
C   *****          CARTAO DE SUPERFICIES          *****
C   *****
C
C   ***** Alvo Nióbio *****
44  P    347 163.99 204 347 163.99 205 347.12 163.54 204
C   ***** ALVO H2O18 *****
45  P    347.03 164 204 347.03 164 0 393.46 0 0 204
47  P    349.53 164.71 204 349.53 164.71 0 396.17 0 204
300 RCC 347.03 164 204 30.17 8.54 0 .47  $ SUPERF CILINDRO PARALELO X RAO .47
C

```

```

C
C ***** PAREDES PISO E TETO CAVERNA *****
10 PX 0
20 PX 68
30 PX 194.5
40 PX 257
50 PX 430.5
60 PX 725.87
80 PX 792.5
90 PY 0
100 PY 78
110 PY 159
120 PY 172
130 PY 187
140 PY 246
150 PY 279
160 PY 339
170 PY 367.5
180 P 430.5 279 0 725.87 300 0 725.87 300 5
190 PZ 0
200 PZ 50
210 PZ 172
220 PZ 230
230 PZ 244
240 PZ 322
250 PZ 383
260 PZ 433
C
C ***** PORTA CAVERNA*****
70 PX 788
C ***** ESFERA LIMITE DO SISTEMA*****
500 S 347.03 164 204 1000 $ CENTRO NO ISO RAO 1000

C *****
C ***** CARTAO DE DADOS *****
C *****
MODE H N $ SIMULAR ELETRONS NEUTRONS E FOTONS
C PHYS:P 3J 1 $ COMANDO PARA PERMITIR FOTONEUTRONS
C CUT:P 1J 5.0 $ NAO ACOMPANHAR FOTONS ABAIXO DE 5 MeV
C CUT:E 1J 5.0 $ NAO ACOMPANHAR ELETRONS ABAIXO DE 5 MeV
C
C ***** DEFINICAO DA FONTE *****
C SDEF POS 0 0 100 DIR=-1 AXS 0 0 1 ERG=18.8 PAR=3 $FONTE PONTUAL
C ABAIXO DIRECAO SIMPLIFICADA DA FONTE
SDEF POS 347.00 163.99 204 ERG=24.0 DIR=1 RAD=0.5 SUR=44 ARA=0.7854 PAR=9
C
C ***** DEFINICAO DOS MATERIAIS *****
M1 7014 -0.768 $ AR NITROGENIO-14 FRACAO EM MASSA NEGATIVA * adap50u
8016 -0.232 $ AR OXIGENIO
C
ACO
M2 26056 1 $ FERRO 56 DENS = 7.874
C PARAFINA BORADA DENS = 0.90
M3 6012 0.308642
1001 0.641975
5010 0.0098766
5011 0.0395064
C
C CONCRETO ORDINARIO DENS = 2.35
M4 1001 -0.0055 $ HIDROGENIO 1 *adap50u fase 1
6012 -0.0048 $ CARBONO 12
8016 -0.4957 $ OXIGENIO 16
13027 -0.0455 $ ALUMINIO 27
14028 -0.3136 $ Si 28

20040 -0.0826 $ CALCIO 40
26056 -0.0123 $ Fe 56
11023 -0.0170 $ Na natural *adap50u fase 2
19000 -0.0191 $ K natural *adap50u fase 2

```

```

12000 -0.0026 $ Mg natural *adap50u fase 2
16000 -0.0013 $ S natural *adap50u fase 2
C ALVO AGUA O-18
M5 8018 0.3333
1001 0.6667
C ALVO Nb
M6 41093 1
C
C ***** RESPOSTAS DESEJADAS *****
C
C
C *** EQUIVALENTE DE DOSE AMBIENTAL DEVIDO A NEUTRONS H*10n *****
C *** DISCRETIZADOS EM 7 GRUPOS DE ENERGIA
C *** LOCALIZACAO DO DETECTOR PONTUAL PARA NEUTRONS N ***
C F5:N 397.03 164 204 0 $ POSICAO SIMPLIFICADA DO DETECTOR
F5:N 375.99 172.2 204 0.5 $ POSICAO REAL DO DETECTOR
C
E5 0 1E-8 3E-7 1E-2 5E-1 2.2E0 5.6E0 17E0 $ DISCRETIZAR A DOSE FINAL
C $ NESSES INTERVALOS DE ENRG
C OBS SE FOSSE PARA DISCRETIZAR EM TERMICOS
C EPITERMICOS
C RAPIDOS
C FLUXO DE N NOS DETECTORES PONTUAIS

FM5 1.4E5 $ RESPOSTA EM mSv por SEG DE OPERAÇÃO DO EQ
C 1.25E14 PROTONS ATINGEM O ALVO POR SEGUNDO A 17 MeV CADA
C COMO O MCNP FORNECE O RESULTADO EM pSv 10E-12 Sv BASTA
C USAR UM FM5 = 1.25E5 QUE TEREMOS A RESPOSTA EM mSv por seg
C
C CONVERSAO PARA H*10 DEVIDO A NEUTRONS NCRP 74 SAIDA EM Sv
C INTERVALOS DE ENERGIA DO NEUTRON
DE5 LIN 1.0E-09 1.0E-08 2.53E-08 1.0E-7 2.0E-7 5.0E-07 1.0E-06 2.0E-06
5.0E-06 1.0E-05 2.0E-05 5.0E-05 1.0E-04 2.0E-04 5.0E-04 1.0E-03
2.0E-03 5.0E-03 1.0E-02 2.0E-02 3.0E-02 5.0E-02 7.0E-02 1.0E-01
1.5E-01 2.0E-01 3.0E-01 5.0E-01 7.0E-01 9.0E-01 1.0 1.2 2.0 3.0
4.0 5.0 6.0 7.0 8.0 9.0 10 12 14 15 16 18 20
C COEFI. CONV. PARA H*10 POR INTERV. ENRG DO NEUTRON SAIDA EM Sv NCRP74

DF5 LIN 6.60 9.0 10.6 12.9 13.5 13.6 13.3 12.9 12 11.3 10.6 9.9 9.4
8.9 8.3 7.9 7.7 8 10.5 16.6 23.7 41.1 60 88 132 170 233 322 375
400 416 425 420 412 408 405 400 405 409 420 440 480 520 540 555
570 600
C
C FLUXO DE NEUTRONS NO DETECTOR PONTUAL DISCRETIZADOS EM ENERGIA
C RESPOSTA EM NUMERO DE NEUTRONS POR CM2 POR SEG
F25:N 375.99 172.2 204 0.5 $ POSICAO SIMPLIFICADA DO DETECTOR
C
E25 0 1E-8 3E-7 1E-2 5E-1 2.2E0 5.6E0 17E0 $ DISCRETIZAR O FLUXO FINAL
C $ NESSES INTERVALOS DE ENRG
C ENERGIA EM MEV PARA TERMICOS
C PARA EPITERMICOS
C PARA NEUTRONS RAPIDOS
FM25 1.4E14 $NUMERO DE PROTONS QUE ATINGEM O ALVO POR SEGUNDO
C
NPS 100000000 $ RODAR PELO NUMERO DE HISTORIAS
C CTME 10 $ RODAR POR TEMPO EM MINUTOS

C %%%%%%%%%%% FIM DO PROGRAMA %%%%%%%%%%%

```

**Exemplo de arquivo de entrada do código MCNPX versão 2.5
utilizado para obtenção dos dados de Fluxo neutrônico da
Caverna alvo para Flúor do CV-2, após a introdução da
blindagem móvel**

```

C      SIMULACAO DA CAVERNA DO CV-28 IEN
C
C
C      FEIXE MONOENERGETICO MeV      - 26 / JANEIRO / 2010
C
C      *****
C      *****          CARTAO DE CELULAS          *****
C      *****
C
C      ***** ALVO Niobio *****
C 1650 6  -8.57   44 -45 -300          IMP:H,N=1
C      ***** ALVO H2O18 *****
C 1700 5  1.00   45 -47 -300          IMP:H,N=1   $ AGUA COM O-18
C
C
C
C      ***** ALVO - ESTRUTURA *****
C
C 3000 6  -8.57  -2500 2700 -2720          IMP:H,N=1 $ alvo Nb janela
C 3010 5  1.00  (-2500 2720 -2740):(-2600) IMP:H,N=1 $ alvo H2O18 cil+semiesf
C 3020 2  -7.87  (-2520 2700 -2760)#3000#3010 IMP:H,N=1 $ alvo A€O envol cil
C
C
C
C
C      ***** BLINDAGENS DE POLIETILENO E PARAFINA DO ALVO *****
C
C 3100 20 -0.95 (2100 -2120 2200 -2230 2320 -2360) & $ blindagem polietileno
C              #(2100 -2110 2210 -2220 2330 -2340) IMP:H,N=1
C 3110 3  -0.90 2100 -2120 2200 -2230 2300 -2310 & $ blindagem parafina
C              IMP:H,N=1
C
C
C
C      ***** DETECTORES TIPO FOLHA *****
C
C 3210 21 -19.30 -2800 IMP:H,N=1 $ detector folha de ouro - disco
C 3210 21 -19.30 -2810 IMP:H,N=1 $ detector folha de Au - disco
C 3220 22 -7.30 -2820 IMP:H,N=1 $ detector folha de In - disco
C 3230 23 -8.90 -2830 IMP:H,N=1 $ detector folha de Ni - disco
C 3240 24 -2.70 -2840 IMP:H,N=1 $ detector folha de Al - disco
C
C
C
C      ***** PAREDES PISO E TETO EM CONCRETO por partes ****
C 1000 4  -2.35 190 -200 10 -30 90 -150 IMP:H,N=1 $ PISO 1
C 1001 4  -2.35 190 -200 30 -50 90 -160 IMP:H,N=1 $ PISO 2
C 1002 4  -2.35 190 -200 50 -80 90 -170 IMP:H,N=1 $ PISO 3
C 1003 4  -2.35 240 -250 10 -30 90 -150 IMP:H,N=1 $ TETO 1
C 1004 4  -2.35 240 -250 30 -50 90 -160 IMP:H,N=1 $ TETO 2
C 1005 4  -2.35 240 -250 50 -80 90 -170 IMP:H,N=1 $ TETO 3
C 1020 4  -2.35 200 -240 90 -100 -80 10 IMP:H,N=1 $ PAREDE
C 1030 4  -2.35 200 -240 110 -150 10 -20 IMP:H,N=1 $ PAREDE
C 1040 4  -2.35 200 -240 130 -150 -30 20 IMP:H,N=1 $ PAREDE
C 1050 4  -2.35 200 -240 130 -160 -40 30 IMP:H,N=1 $ PAREDE

```


C
2500 1 CX 0.545543 \$ alvo: raio - Nb janela, H2O parte cil, e parte esf
2520 1 CX 4.0 \$ alvo: ACO envol cil
2600 1 SX 1.4930 0.545543 \$ alvo: H2O parte esf
2700 1 PX 0.0 \$ ORIGEM TRANSF COORD
2710 1 PX -0.03 \$ SAÍDA DO FEIXE E POSICAO FONTE
2720 1 PX 0.0385 \$ alvo: Nb janela espessura 0.0385
2740 1 PX 1.4930 \$ alvo: H2O juncao parte cil e parte esf
2760 1 PX 4.0 \$ alvo: ACO envol cil

C
C
C

C ***** DETECTORES TIPO FOLHA *****

C

C ***** Detector folha de ouro

2800 1 RCC 31.3 0.0 0.0 0.003 0.0 0.0 0.3172 \$ Detec folha de OURO
C 2810 1 RCC 31.3 1.25 1.25 0.0012073 0.0 0.0 0.5 \$ Detec folha Au
C 2820 1 RCC 31.3 -1.25 1.25 0.0012073 0.0 0.0 0.5 \$ Detec folha In
C 2820 1 RCC 31.3 1.25 -1.25 0.0012073 0.0 0.0 0.5 \$ Detec folha Ni
C 2820 1 RCC 31.3 -1.25 -1.25 0.0012073 0.0 0.0 0.5 \$ Detec folha Al

C

C

C ***** PAREDES PISO E TETO CAVERNA *****

10 PX 0
20 PX 68
30 PX 194.5
40 PX 257
50 PX 430.5
60 PX 725.87
80 PX 792.5
90 PY 0
100 PY 78
110 PY 159
120 PY 172
130 PY 187
140 PY 246
150 PY 279
160 PY 339
170 PY 367.5
180 P 430.5 279 0 725.87 300 0 725.87 300 5
190 PZ 0
200 PZ 50
210 PZ 172
220 PZ 230
230 PZ 244
240 PZ 322
250 PZ 383
260 PZ 433

C

C

C ***** PORTA CAVERNA*****

70 PX 788
C ***** ESFERA LIMITE DO SISTEMA*****
500 S 347.03 164 204 1000 \$ CENTRO NO ISO RAI0 1000

C

C

C

%%%

C

%%%

C

C

C *****

C ***** CARTAO DE DADOS *****

C *****

MODE H N \$ SIMULAR ELETRONS NEUTRONS E FOTONS

```

C PHYS:P 3J 1 $ COMANDO PARA PERMITIR FOTONEUTRONS
C CUT:P 1J 5.0 $ NAO ACOMPANHAR FOTONS ABAIXO DE 5 MeV
C CUT:E 1J 5.0 $ NAO ACOMPANHAR ELETRONS ABAIXO DE 5 MeV
C
C
C ***** TRANSFORMACAO DE COORDENADAS *****
C
C *** Transf Coord - alvo e blindagens : ORIGEM FONTE - ALIN FEIXE
*TR1 347.03 164.00 204.00 15.8048361595644 74.1951638404356 90.0 &
      105.8048361595644 15.8048361595644 90.0 &
      90.0 90.0 0.0
C
C
C ***** DEFINICAO DA FONTE *****
C SDEF POS 0 0 100 DIR=-1 AXS 0 0 1 ERG=18.8 PAR=3 $FONTE PONTUAL
C ABAIXO DIRECAO SIMPLIFICADA DA FONTE
C SDEF POS 347.00 163.99 204 ERG=24.0 DIR=1 RAD=0.05 SUR=44 ARA=0.7854 PAR=9
C
C
C SDEF POS 347.03 164 204 ERG=24.0 DIR=1 RAD=D1 SUR=2700 ARA=0.7854 PAR=9
C
C
C
C SDEF SUR=2710 POS 347.00113415 163.99182916 204.0 DIR=1 RAD=D1 ARA=0.7854 &
      ERG=24.0 PAR=H
SI1 H 0.5
SP1 -21 1
C
C
C
C SDEF POS -0.03 0.0 0.0 ERG=24.0 DIR=1 RAD=D1 TR=1 SUR=2710 ARA=0.7854 PAR=9
C SI1 H 0.5
C SP1 -21 1
C
C
C ***** DEFINICAO DOS MATERIAIS *****
C
C AR
M1 7014 -0.768 $ AR NITROGENIO-14 FRACAO EM MASSA NEGATIVA * adap50u
      8016 -0.232 $ AR OXIGENIO
C
C ACO
M2 26056 1 $ FERRO 56 DENS = 7.874
C
C PARAFINA BORADA DENS = 0.90
M3 6012 0.308642
      1001 0.641975
      5010 0.0098766
      5011 0.0395064
C
C CONCRETO ORDINARIO DENS = 2.35
M4 1001 -0.0055 $ HIDROGENIO 1 *adap50u fase 1
      6012 -0.0048 $ CARBONO 12
      8016 -0.4957 $ OXIGENIO 16
      13027 -0.0455 $ ALUMINIO 27
      14028 -0.3136 $ Si 28
      20040 -0.0826 $ CALCIO 40
      26056 -0.0123 $ Fe 56
      11023 -0.0170 $ Na natural *adap50u fase 2
      19000 -0.0191 $ K natural *adap50u fase 2
      12000 -0.0026 $ Mg natural *adap50u fase 2
      16000 -0.0013 $ S natural *adap50u fase 2
C
C ALVO AGUA O-18
M5 8018 0.33333
      1001 0.66667
C

```

```

C      ALVO Nb
M6     41093 1
C
C      POLIETILENO - PAREDES DA BLINDAGEM DO ALVO : DENS = 0.95
M20    01001 0.33333
        06012 0.66667
C
C
C      OURO - DETECTOR TIPO FOLHA
M21    79197 1.0
C
C
C      INDIO - DETECTOR TIPO FOLHA
C M22   49113 0.0429
C       49115 0.9971
C
C      NIQUEL - DETECTOR TIPO FOLHA
C M23   28058 0.68077
C       28060 0.26223
C
C      ALUMINIO - DETECTOR TIPO FOLHA
C M24   13027 1.0
C
C
C *****  OPÇÕES DE RESPOSTAS DESEJADAS  *****

C
C
C *** EQUIVALENTE DE DOSE AMBIENTAL DEVIDO A NEUTRONS H*10n  ****
C *** DISCRETIZADOS EM 7 GRUPOS DE ENERGIA
C *** LOCALIZACAO DO DETECTOR PONTUAL PARA NEUTRONS N ***
C F5:N  397.03 164 204 0      $ POSICAO SIMPLIFICADA DO DETECTOR
C F5:N  375.99 172.2 204 0.5  $ POSICAO REAL DO DETECTOR
C
C F5:N  372.5 171.21 204 0.5  $
C
C F5:N  375.89519 172.17316 204 0.5  $
C
C
C
C F5:N 376.85805 172.44321 204 0.4  $ POSICAO ESCOLHIDA DO DETECTOR (31 0 0)
C
C
C
C E5     0 1E-8 3E-7 1E-2 5E-1 2.2E0 5.6E0 17E0 $ DISCRETIZAR A DOSE FINAL
C                                     $ NESSES INTERVALOS DE ENRG
C OBS SE FOSSE PARA DISCRETIZAR EM  TERMICOS      0 a 1E-6 MeV
C                                     EPITERMICOS  1E-6 a 1E-1 MeV
C                                     RAPIDOS      1E-1 a 12 MeV

C FLUXO DE N NOS DETECTORES PONTUAIS
FM5 1.4E5  $ RESPOSTA EM mSv por SEG DE OPERA__O DO EQ
C 1.25E14 PROTONS ATINGEM O ALVO POR SEGUNDO A 17 MeV CADA
C COMO O MCNP FORNECE O RESULTADO EM pSv 10E-12 Sv BASTA
C USAR UM FM5 = 1.25E5 QUE TEREMOS A RESPOSTA EM mSv por seg
C
C CONVERSAO PARA H*10 DEVIDO A NEUTRONS NCRP 74 SAIDA EM Sv
C INTERVALOS DE ENERGIA DO NEUTRON
DE5 LIN 1.0E-09 1.0E-08 2.53E-08 1.0E-7 2.0E-7 5.0E-07 1.0E-06 2.0E-06
        5.0E-06 1.0E-05 2.0E-05 5.0E-05 1.0E-04 2.0E-04 5.0E-04 1.0E-03
        2.0E-03 5.0E-03 1.0E-02 2.0E-02 3.0E-02 5.0E-02 7.0E-02 1.0E-01
        1.5E-01 2.0E-01 3.0E-01 5.0E-01 7.0E-01 9.0E-01 1.0 1.2 2.0 3.0
        4.0 5.0 6.0 7.0 8.0 9.0 10 12 14 15 16 18 20
C COEFI. CONV. PARA H*10 POR INTERV. ENERG DO NEUTRON SAIDA EM Sv NCRP74
DF5 LIN 6.60 9.0 10.6 12.9 13.5 13.6 13.3 12.9 12 11.3 10.6 9.9 9.4
        8.9 8.3 7.9 7.7 8 10.5 16.6 23.7 41.1 60 88 132 170 233 322 375
        400 416 425 420 412 408 405 400 405 409 420 440 480 520 540 555
        570 600

```

```

C
C FLUXO DE NEUTRONS NO DETECTOR PONTUAL DISCRETIZADOS EM ENERGIA
C RESPOSTA EM NUMERO DE NEUTRONS POR CM2 POR SEG
C
C F25:N 375.99 172.2 204 0.5      $ POSICAO SIMPLIFICADA DO DETECTOR
C
C F25:N 375.89519 172.17316 204 0.4      $ POSICAO SIMPLIFICADA DO DETECTOR
C
C
C
C
C
C
C
C
C
C F15:N 376.85805 172.44321 204 0.4 $ POSICAO ESCOLHIDA DO DETECTOR (31 0 0)
C
C
C E15      0 1E-8 3E-7 1E-2 5E-1 2.2E0 5.6E0 17E0 $ DISCRETIZAR O FLUXO FINAL
C                                           $ NESSES INTERVALOS DE ENRG
C ENERGIA EM MEV PARA TERMICOS          0 a 1E-6 MeV
C           PARA EPITERMICOS          1E-6 a 1E-1 MeV
C           PARA NEUTRONS RAPIDOS 1E-1 a 12 MeV
C FM15 1.4E14 $ NUMERO DE PROTONS QUE ATINGEM O ALVO POR SEGUNDO
C
C
C
C
C
C
C F25:N 376.85805 172.44321 209 0.4 $ POSICAO ESCOLHIDA DO DETECTOR (31 0 5)
C
C
C E25      0 1E-8 3E-7 1E-2 5E-1 2.2E0 5.6E0 17E0 $ DISCRETIZAR O FLUXO FINAL
C                                           $ NESSES INTERVALOS DE ENRG
C ENERGIA EM MEV PARA TERMICOS          0 a 1E-6 MeV
C           PARA EPITERMICOS          1E-6 a 1E-1 MeV
C           PARA NEUTRONS RAPIDOS 1E-1 a 12 MeV
C FM25 1.4E14 $ NUMERO DE PROTONS QUE ATINGEM O ALVO POR SEGUNDO
C
C
C
C
C
C
C F115:N 376.85805 172.44321 214.0 0.4 $ POS ESCOLHIDA DETECTOR (31 0 10)
C
C
C E115     0 1E-8 3E-7 1E-2 5E-1 2.2E0 5.6E0 17E0 $ DISCRETIZAR O FLUXO FINAL
C                                           $ NESSES INTERVALOS DE ENRG
C ENERGIA EM MEV PARA TERMICOS          0 a 1E-6 MeV
C           PARA EPITERMICOS          1E-6 a 1E-1 MeV
C           PARA NEUTRONS RAPIDOS 1E-1 a 12 MeV
C FM115 1.4E14 $ NUMERO DE PROTONS QUE ATINGEM O ALVO POR SEGUNDO
C
C
C
C
C
C
C F125:N 377.53895 170.03772 204.0 0.4 $ POS ESCOLHIDA DETECTOR (31 -2.5 0)
C
C
C E125     0 1E-8 3E-7 1E-2 5E-1 2.2E0 5.6E0 17E0 $ DISCRETIZAR O FLUXO FINAL
C                                           $ NESSES INTERVALOS DE ENRG
C ENERGIA EM MEV PARA TERMICOS          0 a 1E-6 MeV
C           PARA EPITERMICOS          1E-6 a 1E-1 MeV
C           PARA NEUTRONS RAPIDOS 1E-1 a 12 MeV
C FM125 1.4E14 $ NUMERO DE PROTONS QUE ATINGEM O ALVO POR SEGUNDO
C
C
C
C
C
C
C F135:N 378.21985 167.63223 204.0 0.4 $ POS ESCOLHIDA DETECTOR (31 -5 0)
C
C
C
C
C
C E135     0 1E-8 3E-7 1E-2 5E-1 2.2E0 5.6E0 17E0 $ DISCRETIZAR O FLUXO FINAL

```

```

C                                     $ NESSES INTERVALOS DE ENRG
C ENERGIA EM MEV PARA TERMICOS          0 a 1E-6 MeV
C                                     PARA EPITERMICOS      1E-6 a 1E-1 MeV
C                                     PARA NEUTRONS RAPIDOS 1E-1 a 12 MeV
FM135  1.4E14 $ NUMERO DE PROTONS QUE ATINGEM O ALVO POR SEGUNDO
C
C
C
F145:N 378.90076 165.22674 204.0 0.4 $ POS ESCOLHIDA DETECTOR (31 -7.5 0)
C
C
E145    0 1E-8 3E-7 1E-2 5E-1 2.2E0 5.6E0 17E0 $ DISCRETIZAR O FLUXO FINAL
C                                     $ NESSES INTERVALOS DE ENRG
C ENERGIA EM MEV PARA TERMICOS          0 a 1E-6 MeV
C                                     PARA EPITERMICOS      1E-6 a 1E-1 MeV
C                                     PARA NEUTRONS RAPIDOS 1E-1 a 12 MeV
FM145  1.4E14 $ NUMERO DE PROTONS QUE ATINGEM O ALVO POR SEGUNDO
C
C
C
F155:N 379.58166 162.82126 204.0 0.4 $ POS ESCOLHIDA DETECTOR (31 -10 0)
C
C
E155    0 1E-8 3E-7 1E-2 5E-1 2.2E0 5.6E0 17E0 $ DISCRETIZAR O FLUXO FINAL
C                                     $ NESSES INTERVALOS DE ENRG
C ENERGIA EM MEV PARA TERMICOS          0 a 1E-6 MeV
C                                     PARA EPITERMICOS      1E-6 a 1E-1 MeV
C                                     PARA NEUTRONS RAPIDOS 1E-1 a 12 MeV
FM155  1.4E14 $ NUMERO DE PROTONS QUE ATINGEM O ALVO POR SEGUNDO
C
NPS 18000000 $ RODAR PELO NUMERO DE HISTORIAS
C CTME 10 $ RODAR POR TEMPO EM MINUTOS

```

ANEXO III

Programa de Simulação que gerou o gráfico da Figura 5.14

Nesta simulação obtivemos a probabilidade de ocorrências de nêutrons em diferentes faixas de energia

lmcnpX version 2.5.0 ld=Mon Mar 21 08:00:00 MST 2005
08/01/06 18:14:13

***** probid = 08/01/06 18:14:13
inp=rdsok o=rdsokout

*
* Copyright Notice for MCNPX *
* *

1- C

2- C DESCRICAO DA CELULA DO OBJETO
3- C
4- C
5- 15 3 -1.0 -4 1 -2 IMP:H,n=1
6- 4 0 (5 -6 7 -8 9 -10)#15 IMP:H,n=1 \$ CAMADA DE AR
7- 5 0 (-5:6:-7:8:-9:10) IMP:H,n=0
8-
9- 4 CY 0.5485
10- 1 PY -0.40
11- 2 PY 0.40
12- 5 PX -0.5486
13- 6 PX 0.5486
14- 7 PY -1
15- 8 PY 1
16- 9 PZ -0.5486
17- 10 PZ 0.5486
18- C **** INCIO DO TALLY (PLANO) SEGMENTADO ****
19-
20- SDEF SUR=7 VEC=0 1 0 DIR=1 ERG=11 PAR=9
21- X=D1 Y=D2 Z=D3
22- SI1 A -0.5486 0.5486
23- SP1 1 1
24- SI2 L -1
25- SP2 1
26- SI3 A -0.5486 0.5486
27- SP3 1 1
28- C DEFINICAO DO MATERIAL
29- M3 8018 0.3333
30- 1001 0.6667
31- MODE H N
32- F2:n 4 1 2
33- FM2 1.20385
34- E2 0 1E-6 1E-05 1E-04 1E-03 1E-2 0.1 8I 1 8i 10
35- F4:n 15
36- FM4 1.20385
37- E4 0 1E-6 1E-05 1E-04 1E-03 1E-2 0.1 8I 1 8i 10
38- NPS 900000000 \$ RODA 700.000.000 HISTORIAS.
39- c ctme 40
40- PRINT

***** FIM DO PROGRAMA *****

Programa de Simulação que gerou o gráfico o Fluxo de Nêutrons na
câmara-alvo do RDS111

```

C          *****
C          ***** ALVO DO RDS 111 COM 2300 Microlitros *****
C          *****
C          DESCRICAO DA CELULA DO OBJETO
C
C
C          ***** AR ATMOSFERICO *****
C
C          ***** AR NA SALA DO CICLOTRON
C
5000 01 -0.00125 (302 -307 340 -350 322 -327) & $ Espaco total da sala
      #500 #510 & $ Piso. Teto
      #520 #530 #550 #560 #570 & $ Paredes R5,R7,R8,R2,R3,R4,R1
      #540 #545 & $ Porta e parede sobre a porta
      #3400 #3410 & $ Blind fixas
      #3430 #3440 #3450 #3460 #3470 & $ Blind moveis
      #3500 #3510 #3520 #3530 & $ Armarios
      #(-1020 1030 -1060) & $ Nucleo cicl envolt
      #(-2200 -2030 2075) & $ Tambor alv enlvot
                          IMP:H,N=1
C
C
C          ***** Ambiente Ext Sala Cicl - Modelado como AR
C
5005 01 -0.00125 -2500 #(302 -307 340 -350 322 -327) & $ Ar fora da sala
                          IMP:H,N=1
C
C          ***** OUTRAS AREAS DEFINIDAS COMO AR - COMENTARIOS
C
C *** 3300 01 -0.00125 -1000 1040 -1050 IMP:H,N=1 $ centro nucleo-ar
C ***
C *** 3200 01 -0.00125 -2210 -2030 2075 IMP:H,N=1 $ tambor eixo central-ar
C *** 3210 01 -0.00125 -2220 2000 -2030 2075 &
C *** #3200 #3210 &
C *** IMP:H,N=1 $ envoltoria do tambor-ar
C
C          *****
C
C          ***** CICLOTRON - LIMITE EXTERNO DE ANALISE *****
C
5100 00 2500 IMP:H,N=0 $ VACUO - Limite ext analise - esf r=20m
C
C
C          ***** SALA DO CICLOTRON *****
C
C          ***** PAREDES E PORTA DE ACESSO
C
500 41 -2.35 302 -307 340 -350 -320 322 IMP:H,N=1 $ PISO
510 41 -2.35 302 -307 340 -350 325 -327 IMP:H,N=1 $ TETO
520 41 -2.35 302 -300 335 -355 320 -325 IMP:H,N=1 $ R5,R7
530 41 -2.35 302 -309 355 -360 320 -325 IMP:H,N=1 $ R8
540 31 -7.874 302 -308 -345 360 320 -323 IMP:H,N=1 $ Porta
545 41 -2.35 302 -300 -345 360 323 -325 IMP:H,N=1 $ Parede sobre porta
550 41 -2.35 305 -307 335 -345 320 -325 IMP:H,N=1 $ R2,R3
560 41 -2.35 302 -307 -335 340 320 -325 IMP:H,N=1 $ R4
570 41 -2.35 302 -307 345 -350 320 -325 IMP:H,N=1 $ R1
C
C
C

```

```

C
C ***** ALVO - ESTRUTURA *****
C
C ***** CILINDRO ALVO
C
3000 11 -1.00 -2100 -2055 2105 IMP:H,N=1 $ alvo - H2018 - 2300uL
C 3020 22 -2.6989 -2002 -2050 2055 IMP:H,N=1 $ janela HAVAR
3030 00 -2010 -2042 2045 IMP:H,N=1 $ gas He entre jan HAVAR-
Al
3035 00 -2020 -2045 2050 IMP:H,N=1 $ gas He entre jan HAVAR-
Al
3020 21 -8.30 -2002 -2050 2055 IMP:H,N=1 $ janela HAVAR
C 3030 23 -0.2343 -2010 -2042 2045 IMP:H,N=1 $ gas He entre jan HAVAR-
Al
C 3035 23 -0.2343 -2020 -2045 2050 IMP:H,N=1 $ gas He entre jan HAVAR-
Al
3040 22 -2.6989 -2002 -2040 2042 IMP:H,N=1 $ janela Aluminio = Al
3045 00 -2002 -2030 2040 IMP:H,N=1 $ VACUO - SAIDA FEIXE
3100 32 -8.96 -2000 2002 -2030 2042 IMP:H,N=1 $ parte ext inicial Cu
3105 32 -8.96 -2000 2010 -2042 2050 IMP:H,N=1 $ parte ext final Cu
3110 32 -8.96 -2010 2020 -2045 2050 IMP:H,N=1 $ parte int Cu
3115 33 -7.874 -2002 2100 -2055 2105 IMP:H,N=1 $ parte inicial ACO
3120 33 -7.874 -2002 2070 -2105 IMP:H,N=1 $ parte final ACO
3125 34 -3.937 -2000 2002 -2050 2070 IMP:H,N=1 $ parte ACO ALETAS
3130 22 -2.6989 -2000 -2070 2075 IMP:H,N=1 $ parte Al
C
C
C ***** TAMBOR CILINDRICO DE ALVOS
C
3200 35 -8.55 -2200 2210 2000 -2030 2075 IMP:H,N=1 $ tambor - BRASS
3210 01 -0.00125 -2210 -2030 2075 IMP:H,N=1 $ tambor eixo central - ar
3220 01 -0.00125 -2030 -2220 1010 -1020 &
#(-2030 2075 -2200) &
IMP:H,N=1 $ envoltoria do tambor no nucl - ar
C
C
C ***** CICLOTRON - NUCLEO *****
C
3300 01 -0.00125 -1000 1040 -1050 IMP:H,N=1 $ centro nucleo - ar
3310 32 -8.96 1000 -1010 1040 -1050 IMP:H,N=1 $ nucleo - Cu
3320 31 -7.874 1010 -1020 1040 -1050 &
#(-2030 -2220 1010 -1020) & $ estrut alvo, tambor e envolt
IMP:H,N=1 $ nucleo ptcentral - Fe
3330 31 -7.874 -1020 1030 -1040 IMP:H,N=1 $ tampa inf - Fe
3340 31 -7.874 -1020 1050 -1060 IMP:H,N=1 $ tampa sup - Fe
C
C
C ***** CICLOTRON - BLINDAGENS *****
C
C ***** BLINDAGEM FIXA
C
3400 41 -2.35 1110 -1120 1170 -1175 320 -1215 &
IMP:H,N=1 $ blind fixa posterior
3410 41 -2.35 1125 -1130 1170 -1175 320 -1215 &
IMP:H,N=1 $ blind fixa frontal
C
C ***** BLINDAGEM MOVEL
C
3430 41 -2.35 (1120 -1125 320 -1210 -1220 1230 1320) &
:(1120 -1125 320 -1210 -1230 -1300 1320) &
IMP:H,N=1 $ blind movel circ ext dir
3440 41 -2.35 (1120 -1125 320 -1210 1225 -1245 1330) &
:(1120 -1125 320 -1210 1245 -1310 1330) &
IMP:H,N=1 $ blind movel circ ext esq
3450 42 -11.35 1120 -1125 320 -1210 -1220 -1320 1340 &
IMP:H,N=1 $ blind movel circ int dir

```

```

3460  42 -11.35  1120 -1125  320 -1210  1225 -1330  1350  &
      IMP:H,N=1 $ blind movel circ int esq
3470  41  -2.35 (1120 -1125  1210 -1215  1230 -1245)  &
      :(1210 -1215 -1230 -1300) &
      :(1210 -1215  1245 -1310) &
      IMP:H,N=1 $ blind movel de topo

C
C
C ***** CICLOTRON - ARMARIOS *****
C
3500  44 -1.22623  1152 -1153  &
      1102 -1104  &
      1180 -1185  &
      IMP:H,N=1 $ amarios posteriores - parte int
3510  44 -1.22623  1152 -1153  &
      1132 -1134  &
      1180 -1185  &
      IMP:H,N=1 $ amarios frontais = parte int
3520  43 -7.874  1100 -1110  1150 -1155  320 -1215  &
      #3500  &
      IMP:H,N=1 $ amarios posteriores parte ext
3530  43 -7.874  1130 -1140  1150 -1155  320 -1215  &
      #3510  &
      IMP:H,N=1 $ amarios frontais parte ext

C
C
C
%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%
%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%
C
C *****
C ***** SUPERFICIES *****
C *****
C
C
C
C ***** PAREDES DA SALA DO CICLOTRON *****
C
300 PX  0.0  $ R5, R7
302 PX -40.0 $ R5, R7 - espessura 40cm
305 PX 700.0 $ R2, R3
307 PX 740.0 $ R2, R3 - espessura 40cm
308 PX -32.5 $ porta de entrada - espessura aprox 7.5cm
309 PX 150.0 $ proteçao da entrada - R8
320 PZ  0.0  $ piso
322 PZ -60.0 $ piso - espessura 60cm
323 PZ 185.0 $ porta de entrada - altura aprox 185cm
325 PZ 550.0 $ teto
327 PZ 582.0 $ teto - espessura 32cm
335 PY  0.0  $ R4
340 PY -40.0 $ R4 - espessura 40cm
345 PY 725.0 $ R1
350 PY 765.0 $ R1 - espessura 40cm
355 PY 525.0 $ proteçao da entrada = R8
360 PY 575.0 $ proteçao da entrada - R8 - espessura 50cm

C
C
C
C ***** CICLOTRON - NUCLEO *****
C
1000  1  CZ  45.7  $ parte de ar do nucleo do ciclotron (45.7 cm)
1010  1  CZ  56.7  $ parte de Cu do nucleo do ciclotron (11.0 cm)
1020  1  CZ  72.9  $ parte de Fe do nucleo do ciclotron (16.2 cm)
1030  1  PZ  63.04 $ fim da tampa inf - parte de Fe (24.39 cm)
1040  1  PZ  87.43 $ parte inf int do nucl ciclotron (41.14 cm)
1050  1  PZ 128.57 $ parte sup int do nucl ciclotron (41.14 cm)
1060  1  PZ 152.96 $ fim da tampa sup - parte de Fe (24.39 cm)

C

```

```

C
C
C ***** BLINDAGEM PROPRIA DO CICLOTRON RDS *****
C
C ***** BLINDAGEM FIXA E ARMARIOS
C
1100 1 PY -225.6 $ armarios posteriores - parte ext
1102 1 PY -225.4 $ armarios posteriores - parte int
1104 1 PY -146.3 $ armarios posteriores - parte int
1110 1 PY -146.1 $ fim arms post e inicio da blind fixa posterior
1120 1 PY -100.6 $ ini area nucleo e fim da bl fixa e ini bl mov post
1125 1 PY 100.6 $ fim area nucleo e ini da bl fixa e fim bl mov front
1130 1 PY 146.1 $ fim da blind fixa frontal e inicio dos arm front
1132 1 PY 146.3 $ fim da blind fixa frontal e inicio dos arm front
1134 1 PY 285.9 $ fim da blind fixa frontal e inicio dos arm front
1140 1 PY 286.1 $ fim dos armarios frontais
1150 1 PX -40.5 $ largura dos armarios - parte lat ext direita
1152 1 PX -40.3 $ largura dos armarios - parte lat int direita
1153 1 PX 40.3 $ largura dos armarios - parte lat int esquerda
1155 1 PX 40.5 $ largura dos armarios - parte lat ext esquerda
1170 1 PX -60.0 $ largura das blind fixas - parte direita
1175 1 PX 60.0 $ largura das blind fixas - parte esquerda
C
C *** 1220 1 PX -40.6 $ fim da parte lateral dir da blind mov
C *** 1225 1 PX 40.6 $ fim da parte lateral esq da blind mov
C *** 1215 1 PZ 211.5 $ parte sup ext da blind movel de topo e arm
C *** 320 PZ 0.0 $ piso
C
1180 1 PZ 0.2 $ parte inferior int dos armarios
1185 1 PZ 211.3 $ parte superior int dos armarios
C
C
C ***** BLINDAGEM MOVEL
C
C *** 320 PZ 0.0 $ - piso
C *** 1120 1 PY -100.6 $ ini area nucl e fim da bl fixa e ini bl mov post
C *** 1125 1 PY 100.6 $ fim area nucl e ini da bl fixa e fim bl mov front
C *** 1200 1 PZ 0.01 $ altura estimada da blind mov do piso
C *** 1250 1 PX 0.0 $ ponto de bipartição da blind de topo
1210 1 PZ 172.0 $ parte inf int da blind movel de topo(39.5cm)
1215 1 PZ 211.5 $ parte sup ext da blind movel de topo e arm
1220 1 PX -40.6 $ fim da parte lateral dir da blind mov
1225 1 PX 40.6 $ fim da parte lateral esq da blind mov
1230 1 PX -84.4 $ ini da parte circ ext dir da blind mov
1245 1 PX 84.4 $ ini da parte circ ext esq da blind mov
C
1300 1 C/Z -84.4 0.0 100.6 $ parte circ dir ext da blind movel
1310 1 C/Z 84.4 0.0 100.6 $ parte circ esq ext da blind movel
1320 1 C/Z -42.1 0.0 72.9 $ parte circ dir interm da blind movel
1330 1 C/Z 42.1 0.0 72.9 $ parte circ esq interm da blind movel
1340 1 C/Z -12.1 0.0 72.9 $ parte circ dir int da blind movel
1350 1 C/Z 12.1 0.0 72.9 $ parte circ esq int da blind movel
C
C
C ***** ALVO - ESTRUTURA *****
C
2000 2 CX 1.9615 $ raio ext - partes Cu, ACO, e Al
2002 2 CX 1.7 $ raio int corpo central ACO e diam janelas Al e HAVAR
2010 2 CX 0.8615 $ raio int maior - parte Cu
2020 2 CX 0.5490 $ raio int menor - parte Cu
2030 2 PX 1.5720 $ ini vacuo,ini tambor, inicio cilindro alvo parte Cu
2032 2 PX 1.5220 $ vacuo, parte Cu - SAIDA FEIXE
2040 2 PX 1.4720 $ fim vacuo, ini jan Al manut vacuo, parte Cu
2042 2 PX 1.4695 $ fim jan Al manut vacuo(0.0025cm) e inicio gas He
2045 2 PX 0.38 $ inicio diam menor- parte Cu

```

```

2050 2 PX 0.000 $ ini jan alvo - HAVAR corpo central pt ACO e fim gas He
2055 2 PX -0.0025 $ final janela alvo HAVAR (0.0025cm)
2070 2 PX -2.374 $ final parte ACO e inicio parte Al
2075 2 PX -8.4280 $ final parte Al e estrutura do alvo
C ***
C
2100 2 CX 0.765303985732581 $ ALVO H2018
2105 2 PX -1.2525 $ ALVO H2018
C
C ***
2200 2 C/X 4.2 0.0 7.5 $ cil tambor de alvos - parte BRASS
2210 2 C/X 4.2 0.0 0.5 $ eixo do cil tambor de alvos - parte ar
2220 2 C/X 4.2 0.0 8.0 $ area no entorno do tambor - parte ar tambor-nucl
C
C
C
C ***** CICLOTRON - LIMITE EXTERNO DE ANALISE *****
C
2500 1 SO 2000 $ ESFERA LIMITE P ANALISE CENTRADA CENTRO NUCLEO CICL
C
C *****
C
C
C ***** INICIO DO TALLY (PLANO) SEGMENTADO *****
C
C
C
C
%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%
%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%%
C
C *****
C ***** DADOS *****
C *****
C ***** TRANSFORMACAO DE COORDENADAS *****
C
C
C *** Transf Coord 1 - CENTRO BLINDAGEM DO CICLOTRON
*TR1 405.0 280.0 0.0 0.0 -90.0 90.0 &
90.0 0.0 90.0 &
90.0 90.0 0.0
C
C
C
C
C *** Transf Coord 2 - ALVO : ORIGEM FONTE - ALINHAMENTO FEIXE
*TR2 337.00 280.00 108.00 50.0 -40.0 90.0 &
140.0 50.0 90.0 &
90.0 90.0 0.0
C
C
C ***** FONTE - FEIXE DE PROTONS *****
C
C
C SDEF SUR=7 VEC=0 1 0 DIR=1 ERG=11 PAR=H
C
C
C SDEF SUR=2500 DIR=-1 ARA=50265482 ERG=11.0 PAR=N
C
C SDEF SUR=2032 POS=337.9783227 281.1659196 108.0 DIR=-1 RAD=D1 ARA=0.50265 &
ERG=11.0 PAR=H
SI1 H 0.4
SP1 -21 1
C
C SDEF SUR=2032 X=D1 Y=D2 Z=D3 VEC=-1 0 0 DIR=1 ARA=0.45540 TR=2 &
ERG=11.0 PAR=H
C SI1 L 1.5220

```

C SP1 1 1
 C SI2 A -0.4950 0.4950
 C SP2 1
 C SI3 A -0.2300 0.2300
 C SP3 1 1
 C
 C
 C
 C ***** DEFINICOES DE MATERIAS *****
 C
 C
 C MATERIAL AR ATMOSFERICO - N2 - O2
 M01 7014 -0.768 GAS=1 \$ AR N14 - FRACAO EM MASSA * adp50u
 8016 -0.232 GAS=1 \$ AR OXIGENIO
 C
 C
 C
 C MATERIAL DO ALVO PARA IRRADIACAO - H2O - O18
 M11 8016 0.3333
 1001 0.6667
 C
 C
 C C MATERIAL DA JANELA DO ALVO - HAVAR (Dens=8.3)
 C M21 04009 0.00256 \$ Be
 C 27059 0.41604 \$ Co
 C 06012 0.22190 \$ C
 C 24052 0.22190 \$ Cr
 C 26056 0.00961 \$ Fe
 C 25055 0.18449 \$ Mn
 C 42096 0.01680 \$ Mo
 C 28059 0.12779 \$ Ni
 C 74184 0.00879 \$ W
 C
 C
 C MATERIAL DA JANELA DO ALVO - HAVAR (Dens=8.3)
 M21 04009 -0.0004 \$ Be
 27059 -0.4250 \$ Co
 06012 -0.0020 \$ C
 24052 -0.2000 \$ Cr
 26056 -0.1786 \$ Fe
 25055 -0.0160 \$ Mn
 42096 -0.0200 \$ Mo
 28059 -0.1300 \$ Ni
 74184 -0.0280 \$ W
 C
 C
 C
 C MATERIAL DA JANELA DE MANUT DE VACUO E DO CORPO DO ALVO - Al (Dens=2.6989)
 M22 13027 1.0 \$ Al
 C
 C
 C MATERIAL DE RESFRIAMENTO - JANELAS Al E HAVAR - He (Dens=0,2343 6psig 20C)
 M23 02004 1.0 GAS=1 \$ He3=0.000137; He4=99.999863
 C
 C
 C
 C MATERIAL DO NUCLEO DO CICLOTRON E PORTA DE ACESSO - (Dens=7.874) - Fe
 M31 26056 1.0 \$ Fe54=5.845; Fe56=91.754; Fe57=2.119; Fe58=0.282
 C
 C
 C MATERIAL DO NUCLEO DO CICLOTRON E CORPO DO ALVO - (Dens= 8.96) - Cu
 M32 29063 0.6917 \$ Cu63=69.17; Cu65=30.83
 29065 0.3083
 C
 C
 C MATERIAL DO DO CORPO DO ALVO - (Dens=7.874) - ACO tipo 1
 M33 26056 1.0 \$ Fe
 C

C
C MATERIAL DO CORPO DO ALVO - ALETAS DISSIP - (D=ACO/2) = ACO+AR - ACO tipo 2
M34 26056 1.0
C
C
C MATERIAL DO TAMBOR DE ALVOS - BRASS (Cu=70; Zn=30; Dens=8.55)
M35 29063 0.7 \$ Cu63-69.17
30064 0.3 \$ Zn64
C
C
C MATERIAL DA BLINDAGEM EXTERNA - CONCRETO (Dens=2.35)
M41 1001 -0.0055 \$ HIDROGENIO 1 *adap50u fase 1
6012 -0.0048 \$ CARBONO 12
8016 -0.4957 \$ OXIGENIO 16
13027 -0.0455 \$ ALUMINIO 27
14028 -0.3136 \$ Si 28
20040 -0.0826 \$ CALCIO 40
26056 -0.0123 \$ Fe 56
11023 -0.0170 \$ Na natural *adap50u fase 2
19000 -0.0191 \$ K natural *adap50u fase 2
12000 -0.0026 \$ Mg natural *adap50u fase 2
16000 -0.0013 \$ S natural *adap50u fase 2
C
C
C MATERIAL DA BLINDAGEM EXTERNA - CONCRETO + PE + BC (Dens=)
C M41 1001 -0.0055 \$ HIDROGENIO 1 *adap50u fase 1
C 6012 -0.0048 \$ CARBONO 12
C 8016 -0.4957 \$ OXIGENIO 16
C 13027 -0.0455 \$ ALUMINIO 27
C 14028 -0.3136 \$ Si 28
C 20040 -0.0826 \$ CALCIO 40
C 26056 -0.0123 \$ Fe 56
C 11023 -0.0170 \$ Na natural *adap50u fase 2
C 19000 -0.0191 \$ K natural *adap50u fase 2
C 12000 -0.0026 \$ Mg natural *adap50u fase 2
C 16000 -0.0013 \$ S natural *adap50u fase 2
C
C
C MATERIAL DA BLINDAGEM INTERNA - Pb (Dens=11.35)
M42 82208 1.0 \$ Pb204; Pb206; Pb207; Pb208
C
C
C MATERIAL DA BLINDAGEM INTERNA - Pb + Epoxi (Dens=)
C M42 1001 -0.0055 \$ HIDROGENIO 1 *adap50u fase 1
C 6012 -0.0048 \$ CARBONO 12
C 8016 -0.4957 \$ OXIGENIO 16
C 13027 -0.0455 \$ ALUMINIO 27
C 14028 -0.3136 \$ Si 28
C 20040 -0.0826 \$ CALCIO 40
C 26056 -0.0123 \$ Fe 56
C 11023 -0.0170 \$ Na natural *adap50u fase 2
C 19000 -0.0191 \$ K natural *adap50u fase 2
C 12000 -0.0026 \$ Mg natural *adap50u fase 2
C 16000 -0.0013 \$ S natural *adap50u fase 2
C
C
C MATERIAL DOS PAINEIS DOS ARMARIOS - (Dens=7.874) - Fe
M43 26056 1.0 \$ Fe54-5.845; Fe56-91.754; Fe57-2.119; Fe58-0.282
C
C
C MATERIAL DAS PARTES INTERNAS DOS ARMARIOS - (Dens=1.22623)
M44 26056 -0.1284 \$ Fe 2% em volume
13027 -0.5062 \$ Al 23% em volume
29063 -0.3654 \$ Cu 5% em volume
C
C
C
C MATERIAL DO DETECTOR TIPO FOLHA DE OURO - Au

