



CÁLCULOS DO ESPECTRO DE RAIOS X E DO EQUIVALENTE DE DOSE
AMBIENTE NO INTERIOR DA SALA DE UM ACELERADOR LINEAR DE
ELÉTRONS DE USO INDUSTRIAL

Paula Selvatice Pereira

Dissertação de Mestrado 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 Mestre em Engenharia Nuclear.

Orientadores: Delson Braz

Ademir Xavier da Silva

Rio de Janeiro
Agosto de 2013

CÁLCULOS DO ESPECTRO DE RAIOS X E DO EQUIVALENTE DE DOSE
AMBIENTE NO INTERIOR DA SALA DE UM ACELERADOR LINEAR DE
ELÉTRONS DE USO INDUSTRIAL

Paula Selvatice Pereira

DISSERTAÇÃO 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 MESTRE
EM CIÊNCIAS EM ENGENHARIA NUCLEAR.

Examinada por:

Prof. Delson Braz, D.Sc.

Prof. Ademir Xavier da Silva, D.Sc.

Prof. Hélio de Carvalho Vital, D.Sc.

Prof. Edmilson Monteiro de Souza, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ-BRASIL

AGOSTO DE 2013

Pereira, Paula Selvatice

Cálculos do Espectro de Raios X e do Equivalente de Dose Ambiente no Interior da Sala de um Acelerador Linear de Elétrons de Uso Industrial/ Paula Selvatice Pereira – Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2013.

IX, 88 p.: il.; 29,7 cm

Orientadores: Delson Braz

Ademir Xavier da Silva

Dissertação (Mestrado) – UFRJ/COPPE/Programa de Engenharia Nuclear, 2013.

Referência Bibliográfica: p. 71-77.

1. MCNPX. 2. Acelerador Linear. 3. Espectro de Raios X. 4. Equivalente de Dose Ambiente. I Braz, Delson; Silva, Ademir Xavier. II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Programa de Engenharia Nuclear. III. Título

Aos meus pais, Paulo e Lourdes.

AGRADECIMENTOS

À Deus, por me guiar e abençoar todo o tempo.

Ao Professor Ademir, pelo empenho, dedicação, paciência e competência.

Ao Professor Delson Braz, pela orientação e confiança a mim depositada.

Aos Professores Hélio Vital e Edmilson Souza, por aceitarem o convite de participar da minha Banca de Mestrado, além de todas as considerações e sugestões que muito me ajudaram.

Aos meus pais, Paulo e Lourdes, aos meus irmãos Susana e Daniel e aos meus cunhados Arnaldo, Ítalo e Aline, pelo carinho, compreensão, ajuda e por estarem sempre ao meu lado renovando minhas forças.

Ao meu namorado, Átila, pelo amor, pela paciência ao me ouvir falando de irradiações, pelas sugestões geniais para meus problemas, pela compreensão em todos os momentos e pelo imenso apoio que me ajudou a completar essa etapa da vida.

Aos meus professores Jorge e Fabiano, do Consórcio Cederj/UFRJ, pelo carinho de sempre e por me fazerem acreditar que sou capaz.

Aos meus amigos irmãos, Amanda, Norminha, Ju, Anrafel, Carine, Walmir, Fabinho e Marcão, pelo incentivo, companheirismo e entendimento nos momentos que não pude estar presente.

Aos meus amigos da família Nuclear, Rita, Zé, Eduardo, Tiago, Artur, Felipe, Ale, Laís e Lili pelo carinho, ajuda, empenho e pela grande força que me deram sempre.

Aos funcionários da secretária do Programa de Engenharia Nuclear, Lili, Regis, Washington, Tânia e Susana, pela paciência e prontidão as inúmeras vezes que eu precisei.

À Marinha do Brasil, aos amigos da Escola Naval e à Professora Miriam Moraes Puerari (EN/MB) pelo incentivo e contribuição na etapa final da dissertação.

À Coordenação de Aperfeiçoamento de Pessoal de Nível Superior (CAPES) e à Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado do Rio de Janeiro (Faperj) pelo apoio financeiro sem o qual não teria condições de realizar este trabalho.

E por fim, agradeço a todas as pessoas que, direta ou indiretamente, contribuíram para meu trabalho e crescimento nesse período.

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

CÁLCULOS DO ESPECTRO DE RAIOS X E DO EQUIVALENTE DE DOSE
AMBIENTE NO INTERIOR DA SALA DE UM ACELERADOR LINEAR DE
ELÉTRONS DE USO INDUSTRIAL

Paula Selvatice Pereira

Agosto/2013

Orientador: Delson Braz

Programa: Engenharia Nuclear

A irradiação industrial, com o uso de aceleradores lineares de elétrons, vem sendo aplicada a uma grande diversidade de produtos, dentre os quais temos como exemplo: os alimentos, os polímeros, os cosméticos, as pedras preciosas e os produtos médico-hospitalares. Para o uso de tal tecnologia é necessário a garantia da segurança da instalação e a utilização de sistemas dosimétricos confiáveis para a certificação das doses fornecida aos produtos.

O presente trabalho utiliza o código de transporte de radiação MCNPX para simular o feixe de elétrons gerado pelo acelerador linear de elétrons da empresa Acelétron Irradiação Industrial. A validação da modelagem computacional é feita com base nos resultados experimentais do procedimento denominado “Teste de Energia do Feixe”, realizado pela empresa trimestralmente em seu controle interno, de acordo com as normas internacionais (ISO/ASTM) para tal processo.

As simulações realizadas visam a descrever o transporte de elétrons e fótons, além de levantar os espectros de raios X em posições de interesse, e calcular os valores do Equivalente de Dose Ambiente no interior da sala que abriga o acelerador linear. Os resultados contribuem para estudos de espectroscopia, importantes em especial para análise e desenvolvimento de cor nas gemas após a irradiação, e para o controle e eficácia da distribuição de dose nos variados produtos.

Abstract of Dissertation presented to COPPE/UFRJ as a partial fulfillment of the requirements for the degree of Master of Science (M.Sc.).

CALCULATION OF X-RAY SPECTRUM AND ENVIRONMENT DOSE
EQUIVALENT IN INDUSTRIAL LINEAR ELECTRON ACCELERATOR ROOM

Paula Selvatice Pereira

August/2013

Advisor: Delson Braz

Department: Nuclear Engineering

Industrial irradiation, using electron linear accelerator, has been applied in a wide variety of products, such as food, polymers, cosmetics, gemstones and hospital products. However in order, to use this technology it is necessary to ensure the safety of the industrial plant and to use reliable dosimetric systems.

This work use the Monte Carlo radiation transport code MCNPX to simulate the electron beam generated by electron linear accelerator in Aceletron industrial irradiation, the computational modeling is validated using the experimental results of the test beam energy, a procedure performed quarterly by Aceletron industrial irradiation according to international requirements (ISO/ASTM).

The objective of the simulations is to study the transport of electrons and photons, and to obtain the X-ray spectrum in regions of interest and to calculate the values of equivalent dose in the room where the electron linear accelerator operates. The results are useful for spectroscopic studies that have a special importance at analysis and development of colors in gemstones after the irradiation and to the control of the dose distribution in the various products.

SUMÁRIO

CAPÍTULO 1 – Introdução	01
	02
1.1- Revisão Bibliográfica	02
CAPÍTULO 2 – Fundamentos Teóricos	07
2.1- Interação de Fótons e Elétrons com a matéria	07
2.1.1- Fótons	08
2.1.2- Elétrons	11
2.1.3- Alcance dos elétrons	12
2.2- Espectro de Raios X	14
2.3- Grandezas Dosimétricas	16
2.3.1- Dose Absorvida	16
2.3.2- Dose Equivalente	17
2.3.3- Equivalente de dose ambiente	18
2.4- Dosimetria das Radiações	18
2.4.1- Dosímetros	19
2.5- Porcentagem de Dose Profunda	21
2.6- Acelerador Linear de Elétrons	22
2.6.1- Princípio Básico de Funcionamento	23
2.6.2- Processamento dos Produtos	24
2.7- O Método de Monte Carlo	25
2.7.1- O Código de Transporte de Radiação MCNPX	26
2.7.2- Estrutura do Arquivo de Entrada	26
2.7.3- Resultados do MCNPX	30
2.7.4- Cálculo da Dose Absorvida com o MCNPX	31
CAPÍTULO 3 – Metodologia	33
3.1- Simulação do feixe de elétrons do Acelerador Linear de Elétrons	33

3.1.1- Obtenção da energia do feixe de elétrons e da dose em profundidade (Procedimento Experimental)	33
3.1.2- Modelagem Computacional do feixe de elétrons e simulação da dose em profundidade	36
3.2- Simulação do Espectro de Raios X e do Equivalente de Dose Ambiente utilizando blocos de alumínio, quartzo e plástico	41
3.3- Simulação do Espectro de Raios X e do Equivalente de Dose Ambiente durante o processo de irradiação de pedras de quartzo	42
CAPÍTULO 4 – Resultados e Discussões	45
4.1- Resultados da simulação do feixe de elétrons do Acelerador Linear de Elétrons.....	45
4.2- Resultados da simulação do Espectro de Raios X e do Equivalente de Dose Ambiente utilizando blocos de alumínio, quartzo e plástico	54
4.3- Resultados da simulação do Espectro de Raios X e do Equivalente de Dose Ambiente durante o processo de irradiação de pedras de quartzo	64
CAPÍTULO 5 – Conclusões	69
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	71
ANEXO 1	78
ANEXO 2	85

CAPÍTULO 1

Introdução

A necessidade pela busca do bem-estar da sociedade tem exigido em todos os ramos da indústria o aumento da qualidade dos produtos e dos serviços prestados.

Nos processos de irradiação industrial existem predominantemente duas tecnologias nas quais as fontes de energia são advindas dos feixes de elétrons e dos raios gama. Ambas asseguram e ampliam a qualidade dos produtos dedicados à saúde humana como os alimentos, os produtos médico-hospitalares, os cosméticos e as pedras preciosas. A tecnologia do feixe de elétrons utiliza a eletricidade como fonte de energia [01] e a tecnologia dos raios gama utiliza fontes radioativas como o césio 137 e o cobalto 60.

Feixes de elétrons, produzidos dos aceleradores de elétrons de uso industrial vêm sendo utilizados nos mais variados produtos e para os mais variados fins, tais como: esterilização, descontaminação, controle microbiológico, modificações nas propriedades dos polímeros, adição de cor em gemas, eliminação de patógenos, desinfestação de pragas e ainda extensão da vida útil para alguns alimentos. Atualmente, duas importantes pesquisas estão sendo desenvolvidas quanto à utilização desta tecnologia. A primeira diz respeito à degradação química de compostos orgânicos de origem industrial e à desinfecção de esgotos e lodos de origem doméstico [02], e, a outras é sobre a simultânea esterilização e reticulação das cadeias poliméricas presentes nos hidrógeis aplicados em medicina no tratamento de queimaduras e ulcerações da pele [03].

A utilização do código de transporte de radiação MCNPX (Monte Carlo N-Particle eXtended) é uma solução de grande viabilidade. Em relação a processos de irradiação industrial com feixe de elétrons e raios gama, este permite otimizar os procedimentos, objetivando uniformizar melhor a distribuição de dose nos produtos, os quais podem ser processados dentro de suas embalagens finais sem a necessidade de manipulação.

O presente trabalho simula, o feixe de elétrons de um acelerador linear de elétrons de uso industrial. A simulação é realizada com o código MCNPX. Cálculos do

espectro de raios X em posições de interesse e do Equivalente em Dose Ambiente também serão feitos através da simulação.

1.1- Revisão Bibliográfica

O código MCNP (Monte Carlo N-Particle) modela os processos estatísticos que descrevem o transporte das radiações e atualmente tem sido muito utilizado em várias áreas e aplicações, dentre as quais podemos citar: a Física de Reatores, a Proteção Radiológica, a Detecção de Radiação, as Aplicações Industriais, a Física Médica e outras.

Em Física de Reatores, Cunha [04] utiliza o código MCNPX para realizar simulações do cálculo da criticalidade de um reator esférico e homogêneo com refletor de espessura finita e comparar os resultados com os cálculos feitos pelo método Albedo (baseado em um modelo de difusão, assumindo algumas simplificações matemáticas que o código MCNP não considera). Os resultados obtidos pela simulação com o código MCNPX são considerados válidos e apresentam pequenos desvios em comparação com os dados do método Albedo, o que é esperado.

Em proteção radiológica aplicada à indústria, Teixeira *et al* [05] utilizaram os códigos de Monte Carlo VMC (desenvolvido no Brasil para calibração de contadores de corpo inteiro) e o MCNP para simular doses ocupacionais em zonas urbanas, associadas a trabalhos de Radiografia Industrial para análise de integridade de vasos de contenção, caldeiras industriais, tubulações ou soldas em gasodutos e oleodutos. Foi verificada a viabilidade da simulação computacional e realizada uma comparação entre os códigos VMC e MCNP em relação a estimativas de doses em tempo real em trabalhadores e indivíduos do público, absorvidas durante a execução de trabalhos radiográficos. Observou-se uma boa concordância entre os resultados.

Já Rouzitalab *et al* [06] utilizaram o código Monte Carlo MCNP para simular a dose efetiva de corpo inteiro, a qual se sujeitou um homem que colocou em seu bolso uma fonte de Irídio-192 no acidente de radiografia industrial que aconteceu em 24 de julho de 1996 em Gilan, no Irã. Foi simulado um fantoma com base nos dados originais e com os devidos órgãos críticos para calcular as doses de corpo inteiro. Os resultados

mostraram que a modelagem com o código MCNP é um método conveniente a ser utilizado nos casos de acidentes de radiografia industrial e os dados obtidos apresentam-se de acordo com os resultados da AIEA (Agência Internacional de Energia Atômica) e IPSN-Paris (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire).

Na área de aplicações industriais, Penna *et al* [07] utilizaram a versão 4C do código Monte Carlo para simular um densímetro nuclear capaz de medir a densidade da madeira superficialmente. As simulações foram realizadas para a constatação da viabilidade da determinação da densidade fazendo-se incidir sobre a madeira a radiação gama de 60 keV advinda de uma fonte de Amerício-241 e detectando-se a radiação espalhada com um cintilador plástico. Os resultados mostraram que a montagem do densímetro por simulação é viável e também aplicável a outras geometrias.

Souza *et al* [08] apresentam uma metodologia na qual utilizam o Código de Monte Carlo MCNPX para simular radiografias digitais para aplicações industriais. Os resultados das simulações realizadas, após serem convertidos em imagens digitais, são comparados com imagens experimentais de tubos de aço. Uma boa concordância entre as imagens pode ser observada. A metodologia empregada mostra-se útil na detecção de parâmetros de imagem e geometrias diferentes, além da indicação de redução na espessura das paredes dos tubos devido à corrosão e fendas.

Finalmente, pode-se citar que Rusin [09] desenvolveu um modelo computacional do irradiador gama de pesquisa do Centro Tecnológico do Exército (CTEx) utilizando o código MCNPX. Este tem como objetivo servir de “laboratório virtual” e calcular a taxa de dose em pontos específicos do irradiador (e ao seu redor), no caso do pior acidente postulado e ainda no interior de amostras de diferentes geometrias. A validação da modelagem foi feita com base em mapeamentos dosimétricos.

Em Física Médica, segundo Lewis *et al* [10], o código MCNP tem sido utilizado em computadores pessoais para desenvolver modelos simples de simulação para o caminho do feixe de um acelerador linear Philips SL 75/5. O modelo foi utilizado para calcular os espectros de energia e as distribuições angulares do feixe de raios X. Os resultados foram considerados satisfatórios. Desta forma, a modelagem computacional utilizada é considerada viável para o cálculo do espectro de energia dos aceleradores

lineares e a caracterização da distribuição de dose de acordo com as especificações das dimensões de componentes, materiais e potencial de aceleração nominal. O tempo de execução do código é razoável e ele é considerado simples para construir geometrias complexas. Portanto, trata-se de uma boa ferramenta para o controle de qualidade de aceleradores lineares e projeto de sistemas de tratamento de radioterapia.

Já segundo Menezes *et al* [11], devido aos avanços tecnológicos, o código MCNP pode ser utilizado em computadores pessoais também para realizar simulações complexas em que se obtém um conhecimento detalhado dos processos que ocorrem durante a irradiação. O objetivo é a utilização do código para simular irradiações com fótons e elétrons nas instalações de Radioterapia, além de estudar as curvas de isodose geradas e compará-las com as obtidas por equações empíricas e medidas experimentais.

Faz-se importante citar ainda alguns trabalhos relacionados à detecção de radiação, dosimetria, irradiação industrial com feixe de elétrons e espectro de raios X.

Ródenas *et al* [12] utilizaram o código MCNP para simular processos de detecção de radiação e validar o seu uso para simulação de calibração do detector. O processo de validação é feito comparando-se os resultados calculados com medidas obtidas em laboratório. A geometria do detector é modelada e as simulações são feitas tanto para detecção da radiação quanto para obtenção dos picos do espectro. Os resultados apresentam uma boa concordância com os dados experimentais.

Em relação à dosimetria, Grossi *et al* [13] realizaram um levantamento dos pontos dentro de uma sala de irradiação do Laboratório de Irradiação Gama e determinaram as doses absorvidas neles e nos produtos irradiados com a utilização de dosímetros comerciais como o de polimetilmetacrilato (PMMA). O trabalho visa destacar a garantia de qualidade dos serviços prestados pelo Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), além de otimizar o tempo de exposição dos produtos irradiados e garantir uma maior precisão das doses absorvidas. Os dosímetros PMMA se mostraram práticos e fáceis para o trabalho, porém, só podem ser utilizados para dosimetria e levantamento de taxa de dose após serem calibrados.

Napolitano *et al* [14] apresentam materiais utilizados para medida e distribuição de altas doses de radiação, ressaltando a importância dos dados em sistemas dosimétricos confiáveis e com rastreabilidade nacional e internacional. O interesse da indústria em sistemas dosimétricos de baixo custo, de fácil utilização e confiáveis, além

da melhoria dos dosímetros já existentes e criação de novos, também são levados em consideração no trabalho.

Tratando-se da irradiação industrial com feixe de elétrons, que tem sido muito utilizada nos mais variados produtos, Fortes *et al* [15] apresentam um estudo sobre a penetração dos elétrons em placas de alumínio de espessuras variando de 5 a 30 milímetros com o objetivo de aplicar os resultados em pedras preciosas, já que estas apresentam grandes irregularidades e sua dosimetria em profundidade é bem complexa. O alumínio é utilizado, pois possui densidade semelhante a de várias gemas comerciais. O que se pretende é um estudo de espectroscopia para análise e desenvolvimento de cor nas gemas após o processo de irradiação. Os resultados obtidos são importantes para o controle da dose aplicada.

Nuno *et al* [16,17] desenvolveram um trabalho experimental para submeter os feixes de elétrons de alta energia de um acelerador linear de elétrons (10 MeV) a mecanismos de atenuação, a fim de que o processo de irradiação de placas de petri promova eficientemente a esterilização dos mesmos, garantindo a dose mínima necessária e limitando a dose máxima a valores que não causariam danos às amostras.

Em relação a espectros, segundo Pamplona e Costa [18], a aplicação de métodos indiretos para medição do espectro de um feixe de raios X. A ideia é importante, levando-se em consideração que o método convencional espectroscópico é caro e demorado. O método indireto proposto pelos autores foi o espectral, baseado em um par de transformadas de Laplace, para obtenção do espectro de raios X de um equipamento de radiografia dentária, a partir da curva de atenuação medida experimentalmente. Os resultados apresentam desvio entre valores medidos e calculados de 2,0 %, podem ser utilizados para calcular grandezas dosimétricas ou radiométricas e podem ser considerados úteis na otimização de imagens radiográficas e redução de dose nos pacientes.

Já Santos *et al* [19], utilizaram o código MCNP para simular o espectro de fótons com energia de 661 keV do raio gama emitido pela fonte de Césio-137 num detector de HPGe (High Purity Germanium). A simulação foi feita utilizando-se dois tipos de arquivo. Um deles utilizou o modo “default” do MCNP, para considerar o efeito Doppler no espalhamento Compton. E o outro desconsiderou o efeito Doppler no espalhamento Compton. Em ambos, a perda de energia dos elétrons é acompanhada em

todo percurso, o depósito de energia é desconsiderado para valores inferiores a 0,005 eV e os fótons com energias menores que 0,02 eV não são acompanhados. Os resultados foram comparados com valores experimentais e as simulações com o código MCNP mostraram-se capazes de reproduzir os espectros experimentais com apenas uma discordância na energia do Césio-137 (662 keV) para o espalhamento Compton a 180°.

CAPÍTULO 2

Fundamentos Teóricos

2.1- Interação de Fótons e Elétrons com a matéria

Na abordagem física, o termo interação é definido como a ação de uma determinada força e seu respectivo efeito gerado. Nesse contexto, a interação da radiação com a matéria, seja ela um tecido biológico ou um material estrutural, pode provocar efeitos que variam de acordo com o tipo de partícula incidente e sua energia, o alvo de origem e a possível criação de outros tipos de partículas que também vão interagir com o material. Dessa forma, a interação de fótons e elétrons com a matéria apresentam reações diferentes [20,21]. A Figura 2.1 esquematiza alguns processos de interação para fótons e elétrons.

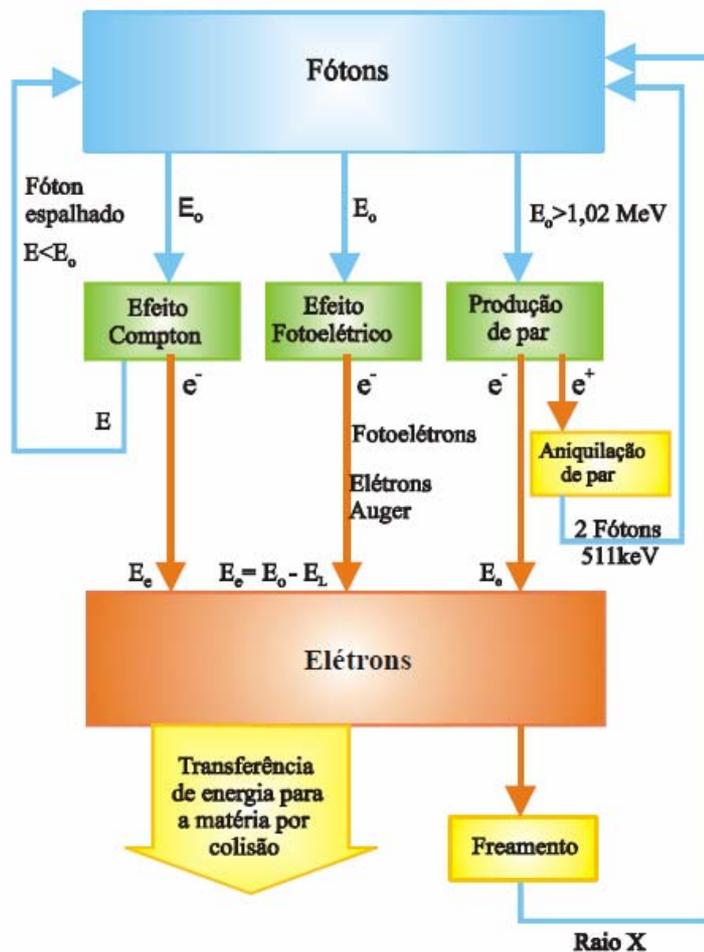


Figura 2.1: Processos integrados de interação [20].

A seguir, serão tratadas, de forma simplificada, algumas dessas interações.

2.1.1- Fótons

A interação de fótons ocorre na presença de campos eletromagnéticos e atua nas partículas carregadas da matéria. Esse processo provoca o surgimento de partículas secundárias que também vão interagir com a matéria, devido à conservação de energia e momento do sistema [21].

Os principais processos físicos que a interação de um fóton, com energia $h\nu$, com a matéria pode desencadear são:

- ***Efeito Fotoelétrico***

Nesse processo, toda a energia $h\nu$ (onde h é a Constante de Planck e ν é a frequência da radiação) do fóton incidente é transferida para um elétron das camadas internas do átomo e este é expelido com energia cinética (E_c) dada pela equação 2.1

$$E_c = h\nu - E_b \quad (2.1)$$

Onde E_b é a energia de ligação da camada atômica.

A Figura 2.2 representa tal efeito.

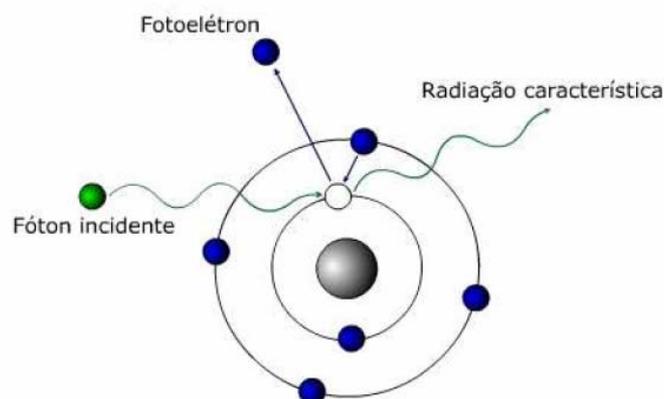


Figura 2.2: Representação do Efeito Fotoelétrico [22].

O Efeito Fotoelétrico tem maior probabilidade de ocorrência com fótons de baixas energias e em alvos de elementos químicos com alto número atômico Z .

- ***Efeito Compton (Espalhamento Incoerente)***

Neste processo, o fóton não é completamente absorvido na interação. Ele é espalhado (com uma energia menor que a inicial) por um elétron livre (fracamente ligado) e continua dentro do material seguindo em outra direção. O elétron ejetado é separado do seu átomo e recebe parte da energia transferida pelo fóton [20,23]. A Figura 2.3 representa tal efeito.

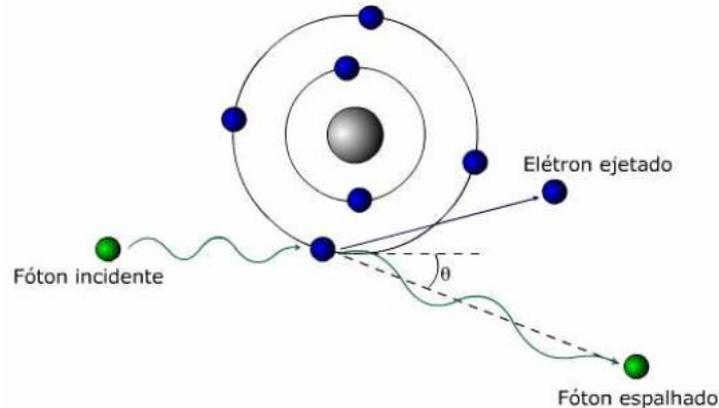


Figura 2.3: Representação do Efeito Compton [22].

O Efeito Compton tem uma probabilidade de ocorrência que depende da densidade eletrônica do meio.

- ***Efeito Rayleigh (Espalhamento Coerente)***

É um caso particular do Efeito Compton. Ocorre em interações envolvendo fótons de baixa energia com elétrons fortemente ligados [20,23].

O fóton interage com o átomo sem causar excitação e perda de sua energia inicial, sofrendo apenas uma mudança simples de sua direção, a fim de conservar o momento total do sistema [20,21]. A Figura 2.4 representa tal efeito.

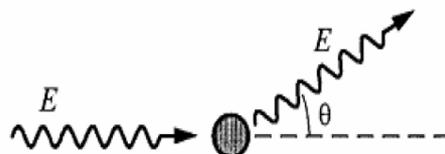


Figura 2.4: Representação do Efeito Rayleigh, onde E é a energia do fóton e θ o ângulo de espalhamento [21].

O Efeito Rayleigh tem maior probabilidade de ocorrência para fótons de baixa energia e para alvos de elementos químicos com alto número atômico Z .

- **Produção de Pares**

Nesse processo, a energia do fóton incidente é superior a $2mc^2$ (energia de repouso), ou seja, 1,022 MeV. Dessa forma, a produção de pares ocorre quando o fóton de alta energia passa perto de núcleos com número atômico elevado, interage com o forte campo elétrico nuclear e gera um par elétron-pósitron [20,23]. A Figura 2.5 representa tal efeito.

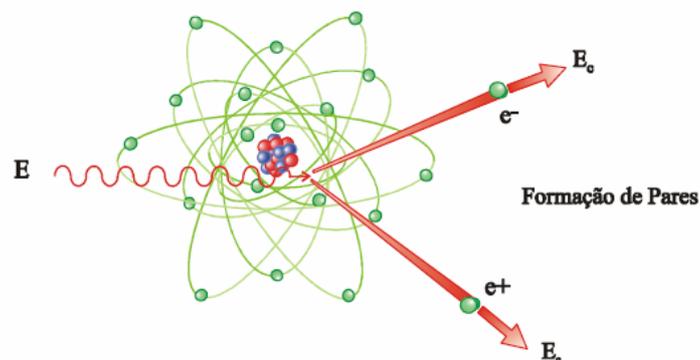


Figura 2.5: Representação do Efeito Produção de Pares, onde E é a energia incidente do fóton [20].

A Figura 2.6 apresenta a variação da ocorrência dos Efeitos Fotoelétrico, Compton e Produção de Pares de acordo com a variação do número atômico Z do material e da energia dos fótons incidentes.

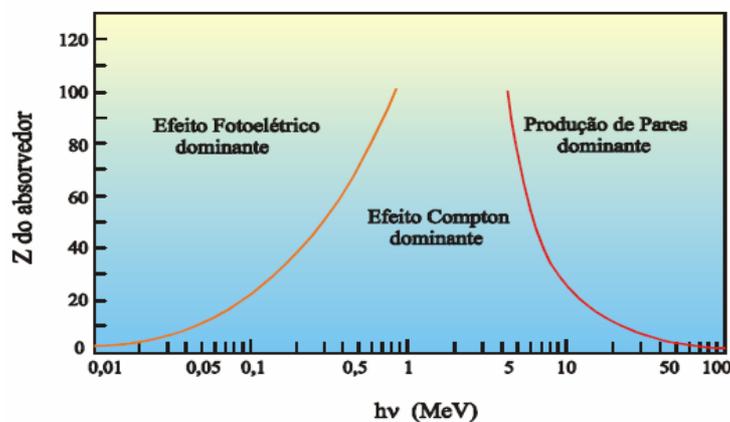


Figura 2.6: Processos de interação dos fótons com a matéria em função da energia do fóton e do número atômico Z do material [20].

2.1.2- Elétrons

A interação dos elétrons (e pósitrons) em um meio ocorre através da força coulombiana e gera partículas secundárias. A perda de energia dos elétrons está associada em grande parte às ionizações causadas no meio material, mas também, em segundo caso, à produção de radiação de freamento [21].

Como os elétrons são partículas relativamente leves, ao incidirem no meio material, descrevem trajetórias irregulares. Sendo assim, os elétrons considerados mais penetrantes são aqueles cuja trajetória foi menos alterada [20].

Os elétrons sofrem muitas colisões quando incidem e penetram no meio. As principais interações nesse caso são:

- ***Espalhamento Inelástico***

O elétron incidente perde praticamente toda a sua energia cinética, podendo ceder até 100 % dela para o fóton. Tem como consequência a emissão de radiação eletromagnética.

- ***Espalhamento Elástico***

O elétron perde somente uma pequena quantidade de energia responsável por mudar sua trajetória no material, principalmente os de alto número atômico Z . A conservação do momento da colisão é satisfeita.

- ***Emissão Bremsstrahlung***

O elétron, além de ter sua trajetória alterada, tem sua energia cinética reduzida e emite essa diferença sob a forma de ondas eletromagnéticas. A essas ondas dá-se o nome de Raios X de freamento ou bremsstrahlung. É uma interação importante para meios de alto número atômico Z .

2.1.3- Alcance dos Elétrons

A curva de distribuição de dose ao longo da espessura de um material para o caso dos elétrons incidirem perpendicularmente é dada na Figura 2.7.

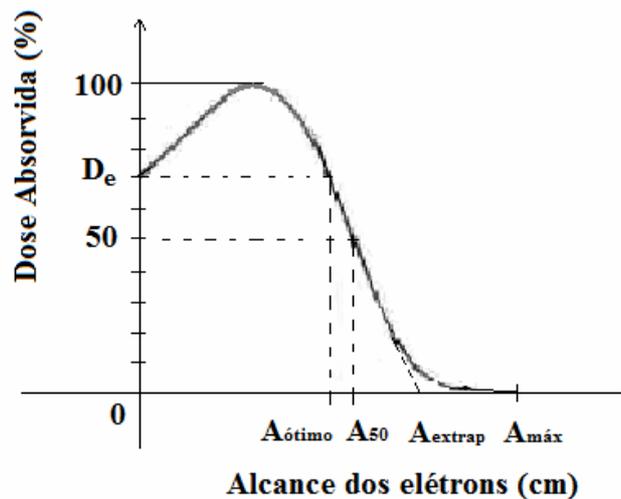


Figura 2.7: Alcance dos elétrons na espessura do material [24]

Onde:

D_e é a dose na entrada do feixe de elétrons no material

A_{50} é o alcance (cm) onde a dose é 50% do valor máximo

A_{extrap} é o alcance (cm) extrapolado determinando pela tangente no valor de 50%

$A_{máx}$ é o alcance (cm) máximo dos elétrons no material

$A_{ótimo}$ é o alcance (cm) ótimo dos elétrons no ponto de entrada.

O alcance A_0 associado à energia inicial E_0 dos elétrons, dissipada ao longo do percurso até ser reduzida a zero, é dado pela equação 2.2.

$$A_o = \int_0^{E_0} \frac{dE}{(S/\rho)_{tot}} \text{ [kg.m}^{-2}\text{]} \quad (2.2)$$

Onde S é o poder de frenagem e ρ é a densidade.

A equação 2.1 baseia-se na aproximação de frenagem contínua (CSDA), que representa o caminho que um elétron poderia percorrer ao atravessar um meio uniforme, considerando sua taxa de perda de energia ao longo do percurso sempre igual à taxa média de perda de energia. O fato da taxa de perda variar é desprezado quando se considera uma aproximação de frenagem contínua.

A Figura 2.8 (a) mostra o alcance por CSDA, representando o percurso dos elétrons e não a profundidade de penetração na direção de incidência. Nela, os alcances R1 e R2 seguem distribuição estatística e o alcance médio R representa o valor médio da distribuição. A Figura 2.8 (b) mostra um desenho esquemático do espalhamento dos elétrons quando atingem um meio material.

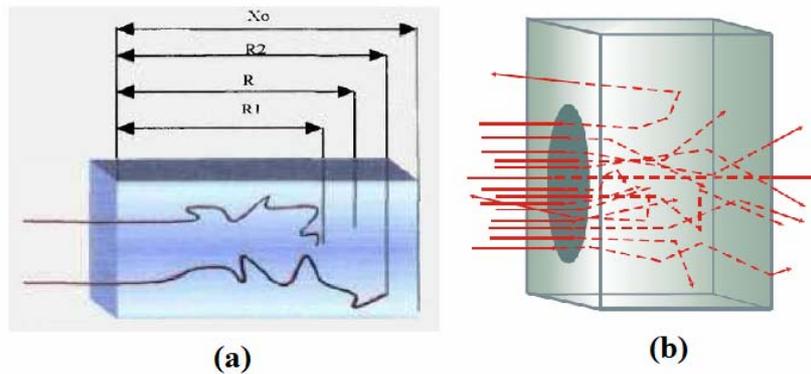


Figura 2.8: (a) Possíveis trajetórias de dois elétrons com a mesma energia inicial em um material absorvedor X_0 [24] e (b) Espalhamento de elétrons em um meio material [20].

A equação 2.3 representa a energia na superfície do material absorvedor:

$$E_a^0(\text{Mev}) = C1(\text{Mev.cm}^{-1}) \cdot A_{extrap}(\text{cm}) + C2(\text{Mev.cm}^{-1}) A_{extrap}(\text{cm}) \quad (2.3)$$

Onde C1 e C2 são constantes ajustadas a cada tipo de material

Já as equações empíricas que relacionam o alcance dos elétrons com a sua energia incidente na faixa entre 1 Mev e 12 Mev, conforme a Norma ISO/ DIS 15569 [25], são:

$$A_{\text{ótimo}} = \frac{(0,41E - 0,12)}{\rho} \quad (2.4)$$

$$A_{50} = \frac{(0,46E - 0,20)}{\rho} \quad (2.5)$$

$$A_{\text{extrap}} = \frac{(0,57E - 0,19)}{\rho} \quad (2.6)$$

Onde ρ é a densidade do material irradiado em g.cm^{-3} e as unidades do alcance e da energia são, respectivamente, cm e MeV.

Também é usual relacionar a energia da radiação incidente em função dos alcances $A_{\text{ótimo}}$, A_{50} , A_{extrap} . Dessa forma:

$$E = 2,45A_{\text{ótimo}} \cdot \rho + 0,29 \quad (2.7)$$

$$E = 2,20A_{50} \cdot \rho + 0,44 \quad (2.8)$$

$$E = 1,76A_{\text{extrap}} \cdot \rho + 0,33 \quad (2.9)$$

2.2- Espectro de raios X

O espectro de raios X pode ser definido como uma distribuição em energia da radiação produzida, como pode ser visto na Figura 2.9. Ele é formado por duas partes, uma contínua, devido aos raios X de bremsstrahlung e outra por linhas discretas em decorrência dos raios X característicos [26].

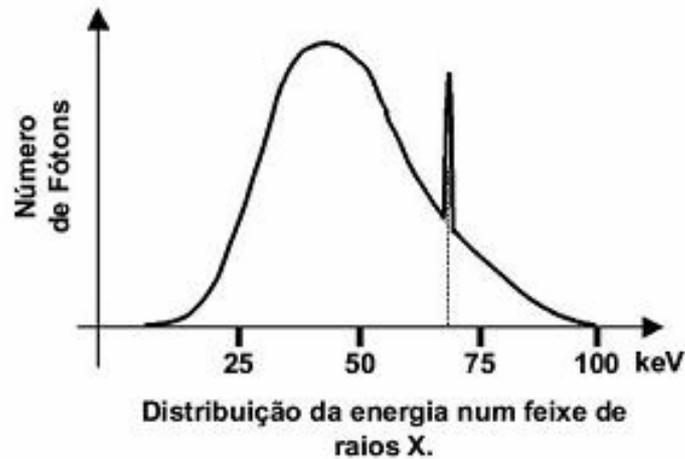


Figura 2.9: Espectro de raios X de um feixe de elétrons [27].

A emissão de raios X característicos é resultante da retirada de um elétron da camada interna do átomo. Nesse processo ocorre a transição dos elétrons dos orbitais superiores para preencher a vacância deixada. A passagem dos elétrons de um estado menos ligado para outro mais ligado acarreta um excesso de energia que é liberada na forma de radiação eletromagnética característica do material, permitindo a identificação do elemento químico de origem. A Figura 2.10 apresenta o esquema de emissão de raios X característicos.



Figura 2.10: Esquema de emissão de raios X característicos [28].

2.3- Grandezas dosimétricas

As grandezas dosimétricas são importantes para uma correta utilização e avaliação dos efeitos da interação da radiação ionizante com a matéria (seja ela tecido biológico ou material estrutural). Para tal, utiliza-se a medição da quantidade de radiação envolvida no processo e seus efeitos e subprodutos associados [20]. As grandezas podem ser:

Limitantes: são as que indicam o risco à saúde humana decorrente da radiação. São grandezas não mensuráveis, como por exemplo, a dose absorvida.

Operacionais: são as que estão associadas à monitoração de área e monitoração individual. São grandezas mensuráveis, como por exemplo, o equivalente de dose e o equivalente de dose ambiente.

2.3.1- Dose Absorvida, D

É definida como a razão entre a quantidade média de energia \overline{dE} depositada num certo volume de massa dm [20,23]. Seu valor é dado pela equação 2.10.

$$D = \frac{\overline{dE}}{dm} \quad 2.10)$$

A unidade de dose absorvida no Sistema Internacional de Unidades é o Joule/quilograma (J/kg), denominada Gray (Gy), de tal forma que:

$$1 \frac{J}{kg} = 1Gy$$

A dose absorvida varia de acordo com o tipo de radiação, valor da energia, distância, geometria, composição e atividade da fonte e tempo de exposição [23].

2.3.2- Equivalente de Dose (Dose Equivalente), H

O equivalente de dose é um conceito criado a partir da necessidade de comparação (ou equivalência) entre doses de diferentes tipos de radiação [20].

É definida pela multiplicação entre a dose absorvida D e o fator de qualidade adimensional de radiação Q, ou seja:

$$H = D.Q \quad (2.11)$$

A unidade de equivalente em dose no Sistema Internacional de Unidades é o Joule/quilograma (J/kg), porém, usa-se na prática o nome sievert (Sv) a fim de evitar confusões com a unidade de dose absorvida.

O fator de qualidade da radiação Q é resultante dos valores da Eficiência Biológica Relativa (RBE) dos vários tipos de radiação e efeitos biológicos [29]. A Tabela 2.1 apresenta valores de Q para cada tipo de radiação, porém, tais valores não devem ser usados quando se trata de efeitos de exposições acidentais com altas doses.

Tabela 2.1: Valores do fator de qualidade Q para os diversos tipos de radiação CNEN – NE – 3.01 [29]

Tipo de Radiação	Fator de qualidade da radiação Q
Raios X, Radiação γ e elétrons.	1
Prótons e partículas com uma (1) unidade de carga e com massa de repouso maior que uma unidade de massa atômica e de energia desconhecida.	10
Nêutrons com energia desconhecida.	20
Radiação α e demais partículas com carga superior a uma (1) unidade de carga.	20

2.3.3- Equivalente de Dose Ambiente, $H^*(d)$

É uma grandeza operacional para monitoração de área definida pela ICRU (International Commission on Radiation Units & Measurement).

O equivalente de dose ambiente, $H^*(d)$, é o valor do equivalente de dose, em um ponto de um campo de radiação, que seria produzido pelo correspondente campo expandido e alinhado na esfera ICRU na profundidade d , no raio que se opõe ao campo alinhado [20]. A profundidade d é considerada 10 mm para radiação fortemente penetrante, $H^*(10)$, e 0,07 mm para radiação fracamente penetrante, $H^*(0,07)$. É importante ressaltar que qualquer especificação da profundidade de referência d , deve ser expressa em milímetros.

A ICRU propôs tal esfera, com diâmetro de 30 cm e composta de um material de tecido equivalente, como simulador de tronco humano, baseado no fato de que todos os órgãos sensíveis à radiação poderiam ser nela englobados. Dessa forma, um valor obtido através de medições na esfera ICRU pode ser considerado como se fosse medido no corpo humano.

A unidade do equivalente de dose ambiente no Sistema Internacional de Unidades é o Joule/quilograma (J/kg), porém, é mais comumente usado o nome Sievert (Sv). A Figura 2.11 apresenta a ilustração do procedimento de obtenção de $H^*(d)$.

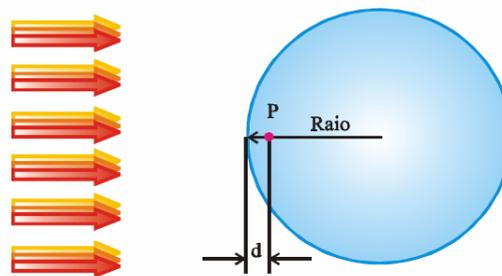


Figura 2.11: Geometria de irradiação da esfera ICRU e o ponto P na esfera [20].

2.4- DOSIMETRIA DAS RADIAÇÕES

A dosimetria é a medida da dose de radiação ionizante. No âmbito industrial, seus objetivos são: estimar de forma precisa as doses máximas e mínimas nos processos

de irradiação, controlar a segurança e eficiência dos procedimentos dos produtos, acompanhar pesquisas, otimizar o controle diário de atividades com radiação, determinar a distribuição de dose nos produtos e analisar a dose absorvida medida com os efeitos causados na matéria.

Segundo as Normas Internacionais para procedimentos de irradiação industrial [32], a dosimetria é um dos principais parâmetros de controle e confiabilidade. Um dos procedimentos adotados para tal é irradiar, junto com o produto a ser processado, materiais dosimétricos com densidade semelhante à do produto. O objetivo é analisar possíveis modificações biológicas, físicas ou químicas. Pode-se afirmar que em aplicações de altas doses, a dose absorvida no material tem grande importância na análise quantitativa da interação ocorrida [22,33].

Para que um serviço de irradiação industrial seja apto e confiável é necessário que técnicas precisas sejam adotadas segundo o tipo de radiação utilizada e o nível de energia envolvido no processo. Sendo assim, a dosimetria para o controle de processos de irradiação é dividida em três funções básicas [01]. São elas:

- Comissionamento, ou autorização, para o funcionamento da instalação;
- Validação de novos processos de irradiação;
- Dosimetria para controle de qualidade nas operações de rotina.

2.4.1- Dosímetros

Dosímetros são materiais radiosensíveis utilizados para medida da dose absorvida. Alguns tipos possuem uma camada externa ou suporte, cuja função é manter o equilíbrio eletrônico durante o processo de irradiação. Eles são calibrados em arranjos experimentais que consistem na comparação da sua resposta a uma dada exposição de radiação conhecida, com a resposta de um sistema de referência ou padrão internacional [24,34]. Os dosímetros podem ser classificados em:

Dosímetros Primários ou de Referência: são capazes de medir diretamente a dose absorvida (ou grandeza física associada à mesma), possuem alta qualidade metrológica e são usados como padrão de referência.

Dosímetros de Campo ou de Transferência: são suficientemente precisos e estáveis, e podem ser usados, tanto para avaliação da dose, quanto para calibração de dosímetros de rotina.

Dosímetros de Rotina: são usados rotineiramente e como padrão de trabalho. São de fácil manuseio e apresentam respostas rápidas, porém, devem ser calibrados com frequência.

Os sistemas dosimétricos da empresa Acelétron são escolhidos baseados na Tabela 2.2 e seguindo orientações do “Guidelines for the Calibration of Dosimeters for Use in Radiation Processing” [35].

Tabela 2.2: Comparação entre algumas tecnologias dosimétricas [36].

Dosímetro	Vantagens	Desvantagens
Pelletes de Alanina (Gamma Services/Harwell)	leitura rápida	custo alto
	melhor precisão (2%)	não indicado para medição de energia
	dose estável no tempo	
	não é afetada por manuseio	difícil manuseio na atividade de leitura
	vida útil longa	
	excelente faixa de dose	tempo de leitura de ≈ 40 s
Filme Alanina (Kodak)	fácil uso	é o de maior custo
	não é afetada por manuseio	
	pode ser lido imediatamente	
	boa precisão (3%)	precisão baixa para doses abaixo de 1 kGy
	aplicável para medições de energia	
	utiliza código de barras por dosímetro	
B3 Filme Radiocrômico (Gex)	barato	-
	adequado para medições de energia	

Neste trabalho, o dosímetro utilizado foi o Filme Radiocrômico B3, produzido pela GEX Coporation, calibrado pelo Rizo National Laboratory e analisado com o Espectrofotômetro GENESYS 20, produzido pela Thermo Fisher Scientific LNC.

Segundo a Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) [32], os dosímetros de filme radiocrômico podem ser usados em instalações de porte industrial e em instalações hospitalares as quais contêm aceleradores lineares para fins de diagnóstico e terapia.

Os dosímetros de filme radiocrômico são classificados como dosímetros de rotina e devem ser calibrados semestralmente. A determinação da dose absorvida de radiação é feita por espectrofotometria óptica através de análises de absorção óptica e variação de absorbância em cada filme.

Encontra-se materiais radiocrômicos de diversas formas, porém, a mais comum delas é a forma de filme. Tais filmes são películas compostas por polímeros contendo um aditivo sensível à radiação ionizante, possuem espessuras que variam de microns à três milímetros e são usados para dosimetria de doses acima de 10 Gy [22].

2.5- PORCENTAGEM DE DOSE PROFUNDA, PDP

É a relação porcentual da razão entre a dose em uma profundidade de interesse D_p e a dose máxima $D_{máx}$ do sistema [30,31]. É dada pela equação 2.12.

$$PDP = \frac{D_p}{D_{máx}} \times 100 \quad (2.12)$$

A Figura 2.12 apresenta o exemplo de uma curva PDP para o feixe de uma acelerador Clinac 18 (Varian) de uso médico. Nela, é notável que a porcentagem de dose profunda aumenta com a área do campo de irradiação e diminui com o aumento da profundidade, exceto na região de build-up.

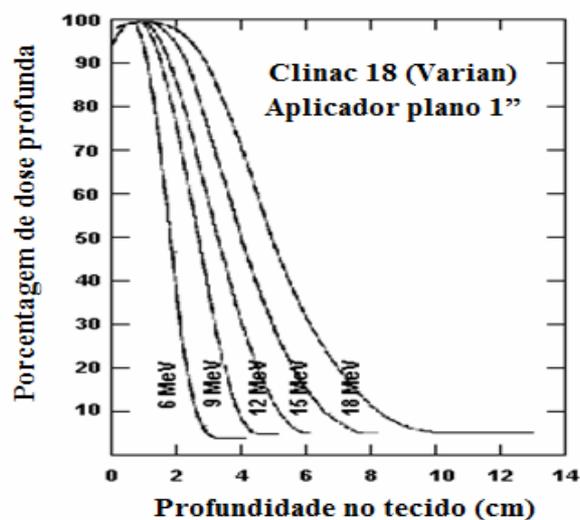


Figura 2.12: Curva PDP referente ao feixe de um acelerador Clinac 18 (Varian) de uso médico [30].

2.6- ACELERADOR LINEAR DE ELÉTRONS

O acelerador linear, ou LINAC como é mais conhecido, é um equipamento no qual elétrons são gerados, agrupados em feixe e acelerados. Seus principais componentes são: fonte de elétrons, sistema de radiofrequência e seção de aceleração [37,38].

O presente trabalho foi realizado na empresa Acelétron Irradiação Industrial, na qual operam dois aceleradores lineares, fabricados pela TITAN BETA, posicionados verticalmente, um superior (conhecido como acelerador Torre), que emite feixes de cima para baixo e outro inferior (conhecido como acelerador Poço), que emite feixes de baixo para cima. Ambos possuem potência média do feixe (variável) de 18 kW, energia de 10 MeV e varredura horizontal entre 0 e 48°, ajustados por controle automático [36].

Segundo à Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) [39], tais aceleradores são classificados no Grupo 7C “Equipamentos geradores de radiação ionizante que produzem feixe com energia maior que 0,10 MeV e menor ou igual a 50 MeV”. Segundo a Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) [40], eles se enquadram na Categoria II “Unidade alojada em sala blindada, mantida inacessível durante seu funcionamento por um sistema de controle de entrada”.

Esses aceleradores são projetados para funcionar 24 horas por dia e durante o ano inteiro. Possuem uma tecnologia que utiliza apenas energia elétrica como fonte de energia e despreza o uso de gases e materiais radioativos.

Suas principais aplicações abrangem uma grande diversidade de área e produtos. Algumas são citadas na Tabela 2.3

Tabela 2.3: Exemplos de aplicações do uso do acelerador linear de elétrons da Acelétron Irradiação Industrial [01]

Produtos	Materiais	Finalidade
Médicos	Ortopédicos, para implantes e descartáveis.	Esterilização.
Farmacêuticos	Cosméticos, insumos e produtos: fitoterápicos, veterinários e de higiene pessoal.	Descontaminação e controle biológico.
Alimentícios	Especiarias, carnes, frutas e produtos farináceos.	Eliminação de patógenos, desinfestação de pragas e retardamento do amadurecimento (no caso de frutas).
Gemas	Topázios e pedras semipreciosas.	Coloração
Embalagem	Polímeros	Tratamento termo-químico e modificação de propriedades.

2.6.1- Princípio Básico de Funcionamento

Os elétrons são produzidos na entrada do acelerador. A fonte de elétrons, também chamada de sistema de injeção, consta de um cátodo (cercado com material isolante) feito de tungstênio sinterizado, impregnado com bário e com um filamento térmico responsável por um aumento de temperatura (o qual pode chegar a até 1200°C) [22,37].

Os elétrons gerados são injetados no guia de onda, onde são acelerados ao longo de uma trajetória reta. O acelerador utiliza dois tipos de guia de ondas; o guia de onda de transmissão de radiofrequência, proveniente do amplificador Klystron (que transmite a radiofrequência) e o guia de onda de aceleração (que aumenta a energia cinética os elétrons) [37,41].

O feixe de elétrons é gerado num semicondutor catódico. No eixo do feixe de elétrons, encontram-se posicionados monitores de corrente toroidais redundantes, usados na medição da amplitude do pico de corrente do feixe. No final da seção de aceleração, encontra-se instalado uma válvula de vácuo, utilizada para manutenção do eixo da estrutura. A saída dos elétrons do acelerador é feita por uma janela de titânio de 0,003 polegadas de espessura [22,37]. Na Figura 2.13 são ilustrados alguns dos componentes citados.

O sistema de varredura magnético é responsável por fazer uma varredura uniforme no produto. É um processo bem semelhante ao escaneamento. O feixe de elétrons é pulsado, monoenergético e com energia constante.

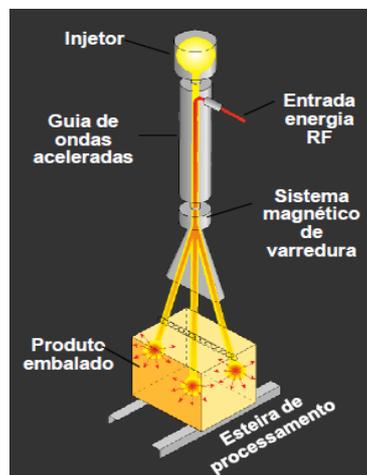


Figura 2.13: Componentes principais do acelerador linear de elétrons [42]

2.6.2- Processamento dos produtos

O controle da dose é feito através da velocidade da esteira (comandada por um servo-motor) e pelo correto posicionamento do produto na mesma. É válido mencionar que a passagem dos produtos pelo feixe de elétrons é feito por um sistema independente de esteiras. Já o transporte básico dos produtos, entrando e saindo da blindagem, é feito pelo sistema principal de esteiras rolantes [22,37].

A blindagem à radiação ionizante produzida pela interação dos elétrons com os materiais é feita através da utilização de um “bunker”. Este é feito de concreto baritado e suas espessuras variam de 0,75 m a 2,99 m, conforme especificações de segurança. A

emissão de radiação cessa quando o acelerador é desligado. Sendo assim, é possível a entrada no bunker para manutenção e vistoria.

A Figura 2.14 mostra o sistema de esteira, onde é feito o carregamento e o descarregamento dos produtos, a blindagem (bunker) e o posicionamento dos aceleradores (torre e poço).

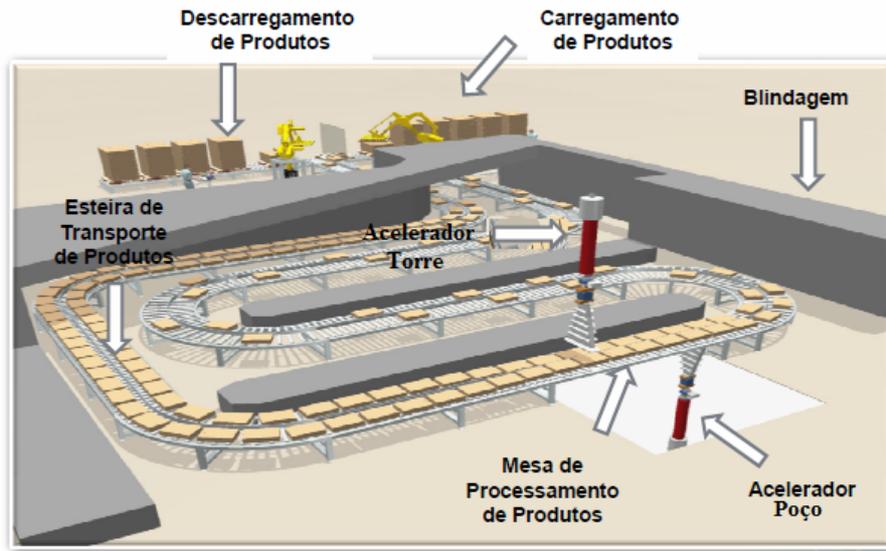


Figura 2.14: Esquema geral do processamento de produtos da Acelétron [42].

2.7- O MÉTODO DE MONTE CARLO

O Método de Monte Carlo foi desenvolvido durante um estudo sobre a moderação de nêutrons, na década de 30, pelo físico Enrico Fermi. Porém, não houve publicação do mesmo nesse período. O Método teve sequência em seu processo de desenvolvimento, na década de 40, sendo utilizado na simulação de reações termonucleares e em problemas associados à difusão de nêutrons em materiais físeis durante o Projeto Manhattan (no Laboratório de Los Alamos no período da Segunda Guerra Mundial) por Stanislaw Ulam, Nicholas Metropolis e Jonh Von Neumann [21,43].

Mesmo conhecido há séculos, o Método Monte Carlo só teve sua efetiva utilização nessas últimas décadas devido ao avanço no desenvolvimento dos computadores. Ele é usado para representar teoricamente processos estatísticos (como, por exemplo, a interação da radiação com a matéria), sendo extremamente útil também

na solução de problemas complexos que não podem ser simulados por códigos computacionais, baseados em métodos determinísticos [44].

A denominação “Monte Carlo” foi dada por Nicholas Metropolis, com base no fato das técnicas estatísticas do método lembrarem os jogos de azar, que aconteciam no Cassino de Monte Carlo, onde aleatoriedade torna-se estatisticamente resolvida em probabilidades previsíveis [43].

Na maior parte das aplicações práticas do Método de Monte Carlo, os processos são simulados sem a necessidade de descrição das equações matemáticas. Seu processo de amostragem estatística leva em consideração a seleção de números aleatórios e seus eventos probabilísticos individuais (pertencentes a um determinado processo) são simulados sequencialmente. No âmbito do transporte de partículas nucleares, tal método acompanha cada uma delas desde seu surgimento (na fonte) até seu desaparecimento (fuga do volume de controle ou energia limiar final) [09,43].

2.7.1- O Código de Transporte de Radiação MCNPX

O Código de Transporte de Radiação MCNPX (Monte Carlo N-Particle eXtended) é baseado no método de Monte Carlo, foi desenvolvido no Los Alamos Nacional Laboratory (USA) e é distribuído por Radiation Shielding Information Center. Ele é escrito na linguagem de programação Fortran 90 e roda em computadores com sistema operacional Windows, Linux e Unix [45]. O Código MCNPX é um dos mais utilizados na área de transporte de radiação.

2.7.2- Estrutura do arquivo de entrada – INP file

O arquivo de entrada do MCNPX é composto por linhas de comando denominadas “cartões”. São linhas limitadas a oitenta colunas e as que são iniciadas pela letra “C” indicam um comentário [46].

A construção do arquivo de entrada do MCNPX deve seguir a estrutura básica:

Título do Problema

Cartão de Células – “Cell Cards”

.

.

Linhas em branco

Cartão de Superfícies – “Surface Cards”

.

.

Linha em branco

Cartão de Dados – “Data Cards”

.

.

O Código analisa toda a estrutura do arquivo de entrada e só inicia a execução e os cálculos se nenhum erro for encontrado. Para o caso de haver algum, este será apresentado pelo código.

a) Título do Problema

Deve conter informações sucintas sobre o problema a ser simulado. Ele compõe a primeira linha dos dados de entrada e aparece também nos arquivos de saída. Porém, é opcional, podendo ou não fazer parte do INPUT.

b) Cartão de Células

Contém informações sobre a geometria do problema, apresenta as características dos materiais (tais como: densidade e volume) e determina a importância das células.

A construção da geometria do problema é feita através de combinações geométricas pré-determinadas (como, por exemplo: cilindro, cubo, esfera e plano) e com a utilização de três operadores: interseção, união e complementar.

Já a importância das células é dada pelo comando INP, o qual separa as regiões de maior e menor importância (representadas pelos números 1 e 0, respectivamente) e finaliza a história da partícula (N = nêutrons, P= fótons e E= elétrons) em questão.

Por exemplo:

INP:N=1 O transporte de nêutrons será simulado

INP:N=0 O transporte de nêutrons não será simulado

A representação para o caso de mais partículas é: INP:N,P,E

c) Cartão de Superfície

Define a forma geométrica do problema, utilizando para tal, caracteres curtos e de fácil associação designando o tipo de superfície e seus respectivos coeficientes da equação.

d) Cartão de Dados

É o cartão principal do arquivo de entrada.

Contém informações sobre o tipo de radiação, a especificação da fonte, a partícula de interesse, os materiais e o número de histórias. Seguem maiores detalhes nos próximos subitens:

- **Tipo de radiação – “mode cards”**

Determina o tipo de radiação a ser simulada no problema. Para isso temos:

mode N: transporte de nêutrons

mode P: transporte de fótons

mode E: transporte de elétrons

mode N,P: transporte de nêutrons e fótons

mode P, E: transporte de fótons e elétrons

mode N, P, E: transporte de nêutrons, fótons e elétrons.

Cada tipo de partícula apresenta um intervalo de energia possível de ser executável no MCNP de acordo com as informações a seguir:

Nêutrons: 10^{-11} e 20 MeV

Fótons: 1 keV e 100 GeV

Elétrons: 1 keV e 100 GeV

- **Especificação da Fonte – “source cards”**

Apresenta detalhes da fonte, tais como os representados na Tabela 2.4:

Tabela 2.4: Exemplo de alguns comandos para especificação da Fonte.

Comando	Descrição
ERG	Energia da Fonte (na unidade de medida MeV)
POS	Posição da Fonte nas coordenadas x, y e z
VEC	Vetor
DIR	Direção
ARA	Área (na unidade de medida cm ²)
SUR	Superfície
PAR	Partícula da Fonte, onde usamos: 1 para nêutron 2 para fótons 3 para elétrons

- **Especificação da grandeza de interesse – “tally cards”**

Determina a grandeza de interesse (partícula e superfície ou célula) a ser utilizada nos parâmetros de saída da simulação durante uma execução. Algumas opções de “tallies” são apresentadas na Tabela 2.5.

Tabela 2.5: Exemplos de comandos para especificação da grandeza de interesse [47,48]

Tally	Partícula	Descrição	Unidade
F1	N, P, E	Corrente integrada sobre uma superfície	# de partículas que atravessam uma superfície
F2	N, P, E	Fluxo médio sobre uma superfície	Partículas/cm ²
F4	N, P, E	Fluxo médio sobre uma célula	Partículas/cm ²
F5	N, P	Fluxo em um detector pontual	Partículas/cm ²
F6	N, P, E	Energia média depositada em uma célula	MeV/g
F7	N	Deposição de energia média de fissão em uma célula	MeV/g
F8	P, E	Distribuição de pulsos de energia criados em um detector	Pulsos
*F8	N, P, E	Deposição de carga	MeV

- **Especificação dos materiais**

O MCNPX representa os materiais por composição isotópica e através da estrutura:

ZAIIDn [46]

Ou seja, podemos ter: ZAIID1fração1ZAIID2fração2...

Essa representação numérica é dada na forma:

ZZZAAA.nnX

Onde:

ZZZ é o número atômico do elemento químico

AAA é a massa atômica

nn identifica a biblioteca da seção de choque

X é a classe de dados

Segue um exemplo simples de especificação de material:

$^{207}_{82}Pb$

ZZAIID = 82207 onde: ZZZ = 082 e AAA= 207.

- **Número de histórias**

É representado pelo comando NPS e definido nos dados de entrada do código. Pode ser entendido como um parâmetro limitador da simulação, podendo variar seu valor de acordo com a precisão desejada para a resposta.

O código interrompe sua execução assim que atinge o número de histórias especificado.

2.7.3- Resultados do MCNPX

Os resultados gerados pelo código MCNPX são indicados nos arquivos de saída (output) seguidos dos seus respectivos erro relativo (R) [46]

A grandeza denominada erros relativo (R) é utilizada para avaliar os resultados e é definida como a razão entre o desvio padrão (S_x) dos valores médios e a média estimada (\bar{X}) de todas as histórias simuladas. Desta maneira, a equação representativa (equação 2.12) de R é da forma:

$$R \cong \frac{S_x}{X} \quad (2.12)$$

O erro relativo é proporcional à equação 2.13.

$$\frac{1}{N^{\frac{1}{2}}} \quad (2.13)$$

Onde N é o número de histórias simuladas.

Dessa forma, para que ele tenha seu valor reduzido pela metade, o número de histórias definido no arquivo de entrada deverá ser quadruplicado. O guia para interpretação do erro relativo encontra-se na Tabela 2.6.

Tabela 2.6: Guia para interpretação do erro relativo R [48].

Faixa de R	Qualidade do Tally
0,5 à 1,0	Não significativo ou descartável
0,2 à 0,5	Pouco significante
0,1 à 0,2	Questionável
< 0,1	Geralmente confiável, com exceção de detectores pontuais
< 0,05	Geralmente confiável para detectores pontuais

2.7.4- Cálculo da Dose Absorvida com o MCNPX

A dose absorvida nos casos em que o equilíbrio eletrônico de partículas carregadas não pode ser garantido é calculada usando-se o comando *F8 do código MCNPX. O calculo realizado por este comando faz a subtração entre a energia que sai (E_{sai}) e a energia que entra (E_{entra}) em certo volume (dV) de massa, ou seja, ele leva em consideração a energia depositada no volume de interesse. Na Figura 2.15, temos uma representação esquemática [46,48].

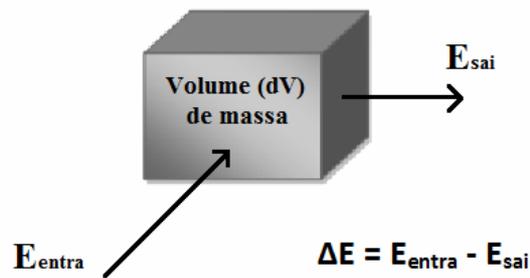


Figura 2.15: Representação esquemática do cálculo da energia depositada pelo comando *F8

O resultado do comando *F8 (energia depositada) é dado na unidade MeV. Para obter a dose absorvida, o valor encontrado deverá ser dividido pela massa (m) do volume (dV).

É importante ressaltar que os tópicos e itens especificados até o momento não representam todas as opções disponíveis para elaboração de um arquivo de entrada do código MCNPX. A intenção até o momento foi dispor, de uma maneira geral, como é feita uma construção simples de INPUT. Maiores informações e detalhes encontram-se no Manual do Código.

CAPÍTULO 3

Metodologia

Nas seções deste capítulo será apresentada a metodologia utilizada para realização da pesquisa, que se encontra dividida em duas etapas: a primeira apresenta os procedimentos necessários à validação do arquivo de entrada (input) do código MCNP construído para a simulação do feixe de elétrons e, a segunda, apresenta os cálculos do espectros de fótons e do equivalente de dose ambiente ($H^*(d)$) no interior da sala que abriga o acelerador de elétrons.

3.1- Simulação do feixe de elétrons do acelerador linear de elétrons

A construção do input para a simulação, com o código MCNPX, do feixe de elétrons do acelerador linear de elétrons industrial utilizado na Empresa Acelétron Irradiação Industrial foi realizada baseada no procedimento experimental e de controle interno da empresa trimestralmente. As etapas são descritas nas subseções a seguir:

3.1.1- Obtenção da energia do feixe de elétrons e da dose em profundidade (Procedimento Experimental)

Esta etapa do trabalho foi realizada com o auxílio e as informações cedidas pelos funcionários responsáveis da empresa em questão. Para tal procedimento, foram utilizados os equipamentos descritos a seguir:

- Um bloco de alumínio, de densidade $2,566 \text{ g/cm}^3$ e dimensões $12,0 \text{ cm} \times 12,0 \text{ cm} \times 3,0 \text{ cm}$, com uma abertura na diagonal formando um corte de angulação 16° e contendo dois pinos de encaixe. Este bloco é previamente calibrado pelo Riso National Laboratory. Fotografias do mesmo não foram autorizadas, mas segue na Figura 3.1 uma imagem ilustrativa.

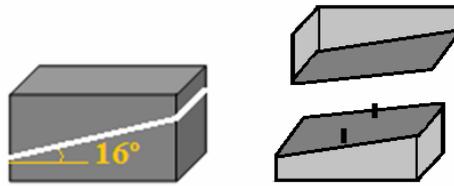


Figura 3.1: Imagem ilustrativa do bloco de alumínio.

- Um cartão de dosímetro, apresentado na Figura 3.2, produzido pela GEX Corporation com numeração para os dosímetros e pequenos cortes para posicionar os mesmos. Também possui dois furos para encaixe dentro do bloco de alumínio.



Figura 3.2: Fotografia do cartão de dosímetro

- Dosímetros filme radiocrômico B3 produzidos pela GEX Corporation e certificados pelo Riso National Laboratory. Possuem diâmetro de aproximadamente 0,5 cm e são feitos de películas com um aditivo sensível à radiação ionizante (Figura 3.3).



Figura 3.3: Fotografia dos dosímetros filme radiocrômico B3.

- Um espectrofotômetro GENESYS 20, apresentado na Figura 3.4, produzido pela Thermo Fisher Scientific LNC, utilizado para analisar os dosímetros filme radiocrômicos B3.



Figura 3.4: Fotografia do Espectrofotômetro GENESYS 20 [22]

Os dosímetros filme radiocrômico B3 são posicionados no cartão de dosímetro, como mostra a Figura 3.5, e, este é encaixado na parte inferior do bloco de alumínio de forma que os furos do cartão estejam alinhados com os pinos do bloco. Em seguida, coloca-se a parte superior do bloco, prende-se o conjunto com uma fita e leva-o para ser irradiado com o feixe do acelerador linear de elétrons Torre (no qual esta o foco do trabalho). Os mesmos procedimentos são feitos para o acelerador Poço, porém, os dados não serão aqui apresentados.



Figura 3.5: Cartão de dosímetro com os dosímetros 5 e 6 posicionados.

A velocidade da esteira durante este procedimento é de 2,0 fpm (2,0 pés por minuto), ou seja, aproximadamente 0,6 m/s. Sendo a largura do bloco de alumínio de 12,0 cm, o tempo de exposição a qual está submetido o conjunto é de, aproximadamente, 0,2 s. O feixe de elétrons é pulsado e possui energia de 10 MeV.

Após a irradiação, retira-se o conjunto da esteira e leva-o para o laboratório de dosimetria da própria empresa, o qual possui equipamentos certificados e rastreados por organismos internacionais [36,49]. Posteriormente, o bloco de alumínio foi aberto, o cartão de dosímetro retirado e os dosímetros filme radiocrômico B3, colocados numa

estufa com temperatura de 60° durante um tempo de 15 min para evitar variações de cor e estabilizar a absorção. Feito isso, eles foram colocados no espectrofotômetro. A leitura da dose absorvida nos dosímetros é feita através do programa Windose (utilizado pela GEX Corporation), que integra o espectrofotômetro GENESYS 20 a um computador pré-formatado e produz os relatórios. As informações de processamento são completadas através da confecção de uma planilha contendo a numeração dos dosímetros, suas profundidades dentro do bloco de alumínio e suas respectivas doses. Um gráfico dose (kGy) em função da profundidade (cm) também é feito e, através da tangente do ângulo de menor inclinação da curva, o valor da energia é encontrado. Os resultados devem estar compreendidos no intervalo de 9,8 a 10,2 MeV.

Todo o procedimento aqui apresentado segue normas internacionais descritas pela ISO/ASTM 51649 “Practice for Dosimetry in an Electron-Beam Facility for Radiation Processing at Energies 300 keV and 25 MeV” [50]

3.1.2- Modelagem Computacional do feixe de elétrons e simulação da dose em profundidade

Foi utilizado o código MCNPX versão 2.5 [51] para simular a interação de fótons e elétrons, e calcular a dose absorvida, utilizando o tally *F8, nos dosímetros posicionados dentro do bloco de alumínio.

A construção do INPUT teve início após a análise de fatores como: dimensões e geometria da sala de irradiação, dados do acelerador linear de elétrons, características do bloco de alumínio e do dosímetro filme radiocrômico B3.

Algumas mudanças precisaram ser feitas para que o tempo de simulação não fosse tão alto, já que esta etapa de validação do feixe era apenas o início do trabalho. Estas pequenas alterações não prejudicam em nada os resultados finais.

A sala onde ocorrem os processos de irradiação é mostrada na Figura 3.5. As dimensões dela são, segundo dados fornecidos na planta do projeto de construção, 21,77 m x 17,74 m (a altura não foi informada). Para minimizar o tempo computacional, na construção do INPUT esta sala, considerada o universo de simulação, foi simulada como um cubo de dimensões 4,0 m x 4,0 m x 4,0 m, com o interior preenchido com ar atmosférico e com o acelerador linear de elétrons em seu centro.

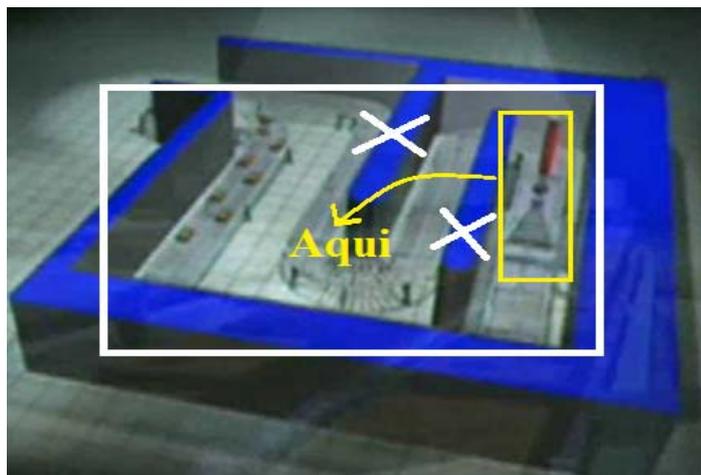


Figura 3.5: Desenho esquemático da sala de irradiação [22].

O acelerador linear de elétrons utilizado é o Torre, como mostrado na Figura 3.6 (a) e (b). Ele possui energia de 10 MeV, potência de 18kW e feixe pulsado.

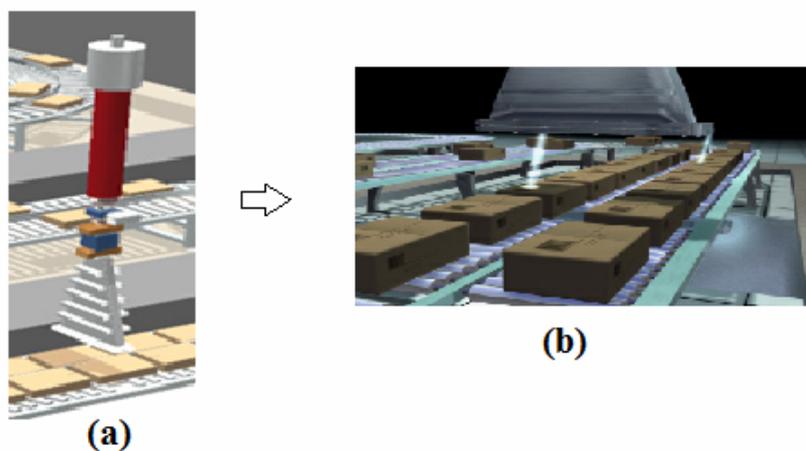


Figura 3.6: (a) Desenho esquemático do acelerador Torre e (b) Representação de um feixe pulsado.

Por simplicidade, o feixe de elétrons proveniente do acelerador linear de elétrons foi simulado como uma fonte plana, na posição 100 do eixo z, conforme Figura 3.7, com as mesmas dimensões do bloco de alumínio, ou seja, 12,0 cm x 12,0 cm, para que o feixe chegue igualmente em toda a superfície do bloco. Para a simulação, o feixe pôde ser analisado como contínuo, levando em consideração que o intervalo de tempo entre os pulsos são da ordem de microssegundos, fato esse que não gera grandes distinções quanto à consideração dele ser contínuo ou pulsado para a simulação.

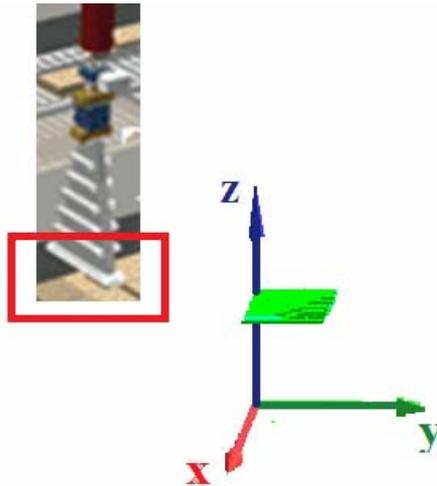


Figura 3.7: Imagem ilustrativa da fonte de elétrons utilizada na simulação.

O bloco de alumínio foi simulado com suas dimensões e densidade tais quais constam no manual (a saber, dimensões 12,0 cm x 12,0 cm x 3,0 cm e densidade 2,656 g/cm³), como mostrado na Figura 3.8.



Figura 3.8: Imagem ilustrativa do bloco de alumínio utilizado na simulação.

Já os dosímetros filme radiocrômico B3, na simulação foram considerados cilindros de raio 0,25 cm (informação real e medida com o auxílio de uma régua) e altura 0,001 cm (estimada para ser aproximadamente zero ou desprezível, para que o cilindro se tornasse um disco), conforme Figura 3.9. Para a densidade e a composição química do filme radiocrômico B3, foram utilizadas as informações contidas no Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling [51].



Figura 3.9: Ilustração dos cilindros utilizados na simulação para representar os dosímetros

Para registro das posições dos dosímetros dentro do bloco de alumínio foi adotada uma metodologia particular na qual é feita uma fotocópia do cartão de dosímetro e, com o auxílio de uma régua, os eixos e as respectivas marcações dos dosímetros nos mesmos. As coordenadas medidas no eixo z são referentes à profundidade de cada dosímetro. Esses dados são constantes e fornecidos na tabela dos resultados experimentais realizados trimestralmente na empresa. Já os valores ao longo dos eixos x e y são medidos com a régua.

Todas as medições foram feitas cuidadosamente e partindo da posição do centro dos dosímetros. A incerteza associada a tal medida pode ser considerada 0,1 cm que é o arredondamento da metade da menor divisão do instrumento de medida, neste caso, uma régua comum (0,05 ~ 0,1 cm). A Figura 3.10 mostra esse procedimento inicial.

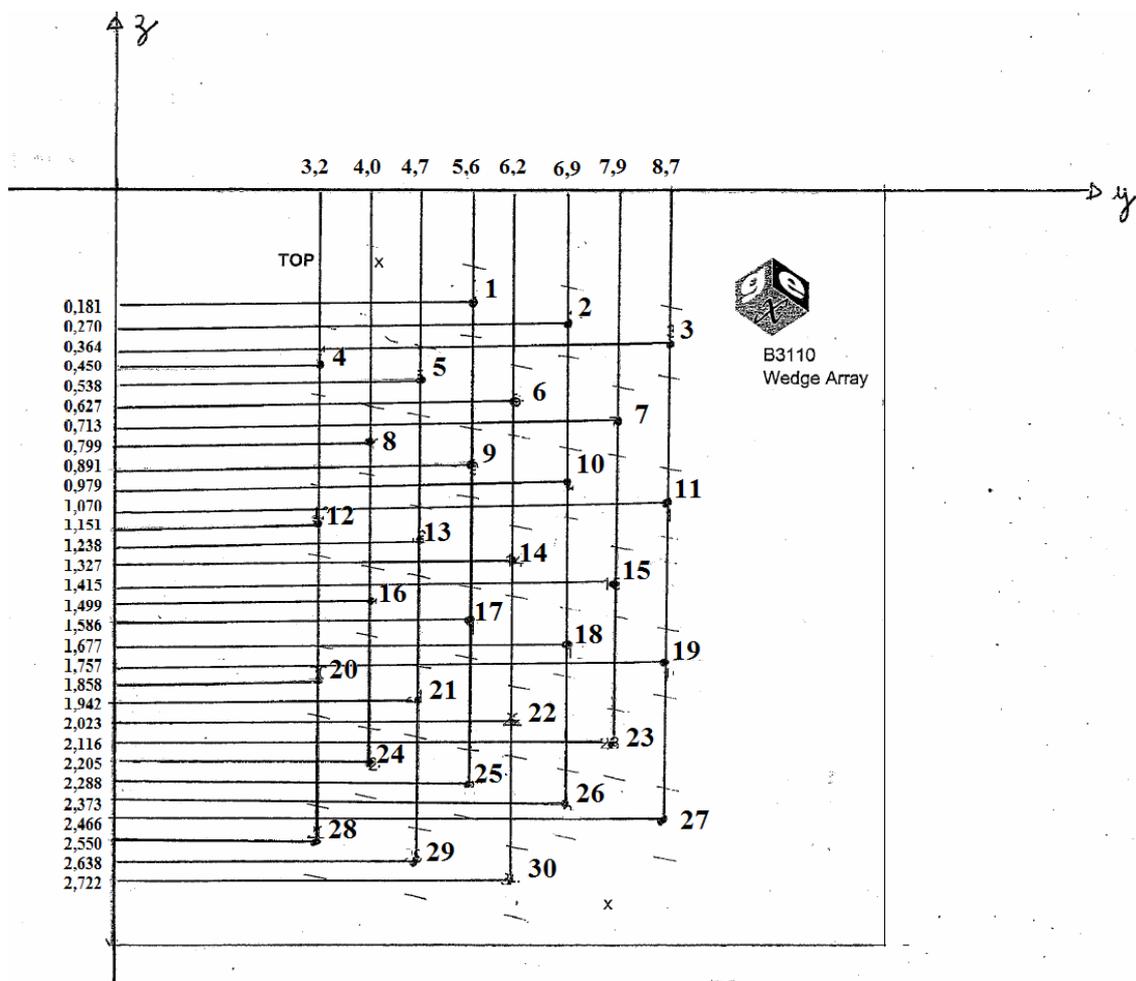


Figura 3.10: Imagem da fotocópia do cartão de dosímetro com a representação dos eixos y (=x) e z e as respectivas posições dos dosímetros nos mesmos.

A Figura 3.11 (a), (b) e (c) apresenta a visualização, através do programa Moritz, do INPUT montado.

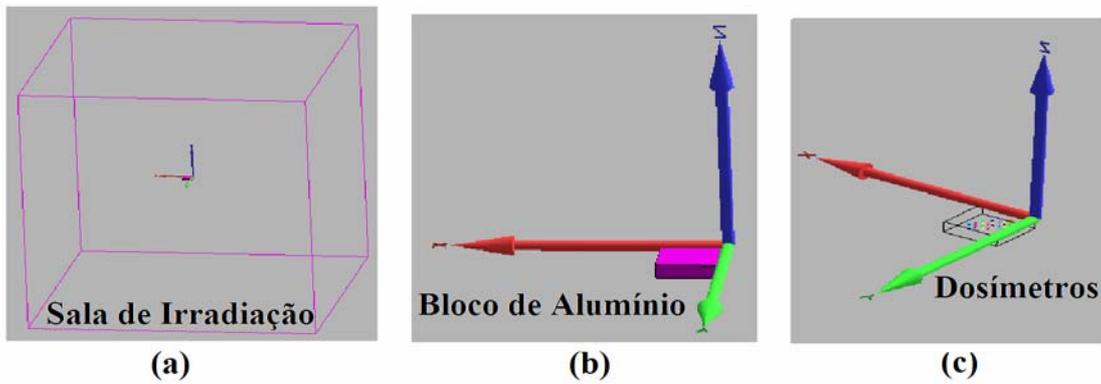


Figura 3.11: (a) Visualização da sala de irradiação, (b) visualização do bloco de alumínio e (c) visualização dos dosímetros dentro do bloco de alumínio.

A Figura 3.12, gerada usando-se o comando “ptrac” (particle tracking) do MCNPX e visualizada no programa Moritz, representa o feixe de elétrons incidindo nos dosímetros, dentro do bloco de alumínio, e, sendo espalhado.

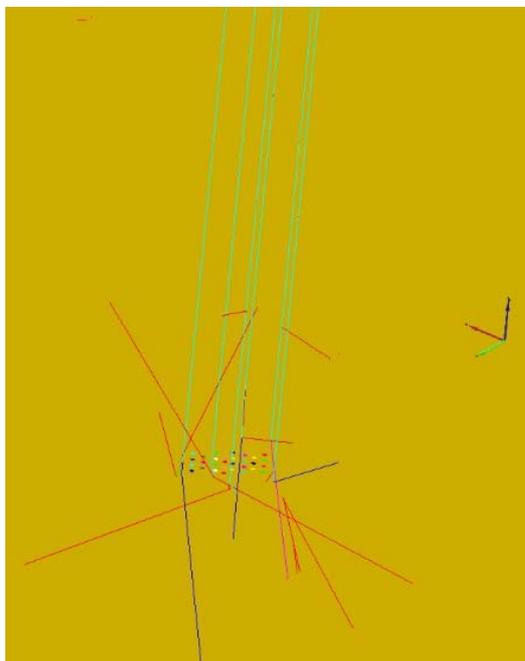


Figura 3.12: Visualização da interação do feixe de elétrons com os dosímetros dentro do bloco de alumínio.

3.2- Simulação do Espectro de Raios X e do Equivalente de Dose Ambiente utilizando blocos de alumínio, quartzo e plástico.

Nesta etapa do trabalho, o corredor da sala de irradiação, que abriga o acelerador linear de elétrons, foi simulado com suas dimensões reais, tais quais constam na planta do projeto de construção. São elas: 2,79 m x 14,93 m. Na construção do INPUT, esses dados foram aproximados para 2,80 m = 280 cm e 15,00 m = 1500 cm. A altura foi considerada igual a 280 cm, já que este dado não foi fornecido.

A fim de realizar um estudo sobre o espectro de raios X e do equivalente de dose ambiente, foram dispostos, na simulação com o código MCNPX, um detector pontual no centro dos blocos e outros distantes do centro do eixo em 25, 50 e 100 cm, tanto para o sentido positivo, quanto para o sentido negativo.

As dimensões do bloco (12,0 cm x 12,0 cm x 3,0 cm) e a posição da fonte ($z=100$) foram consideradas iguais àquelas do teste de energia. No entanto, na simulação da composição de três tipos de materiais, foram utilizados: o alumínio, o quartzo e o plástico PVA (poliacetado de vinila), com densidades e composição química iguais às descritas no Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling [52]. A escolha desses materiais foi feita com base nos produtos irradiados pela empresa, como polímeros e gemas por exemplo.

As Figuras 3.13 (b) e 3.14 apresentam a visualização, pelo programa Moritz, do bloco e da disposição dos detectores. Essa visualização somente tornou-se viável após a construção de um novo INPUT no qual os detectores pontuais foram substituídos por esferas. Esse novo INPUT, não foi simulado e serviu apenas para fins de ilustração.

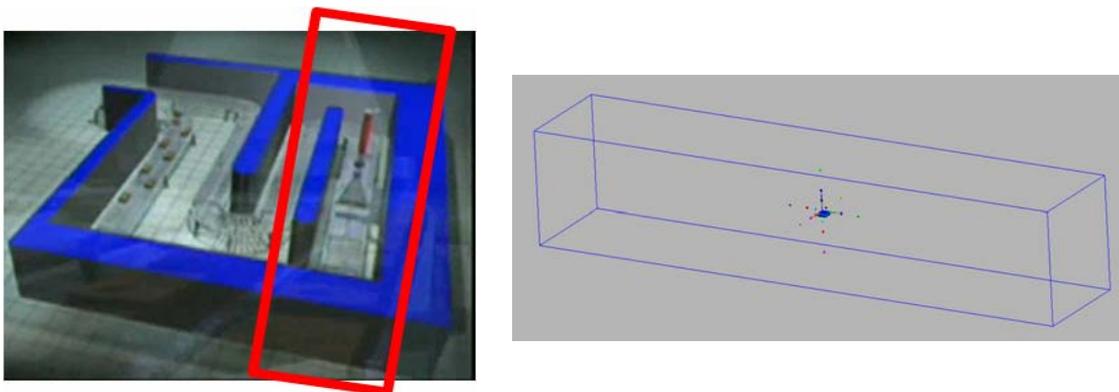


Figura 3.13: (a) Visualização do corredor da sala de irradiação e (b) o bloco e a disposição dos detectores dentro do corredor.

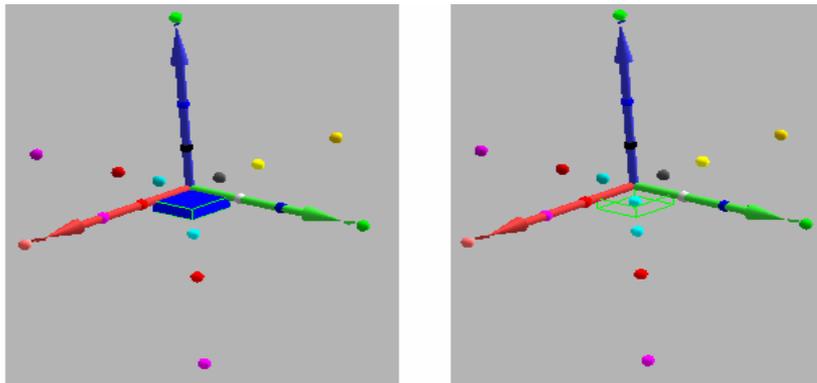


Figura 3.14: (a) Visualização do bloco e da disposição dos detectores e (b) visualização do detector no centro do bloco.

3.3- Simulação do Espectro de Raios X e do Equivalente de Dose Ambiente durante o processo de irradiação de pedras de quartzo.

O processo de irradiação de gemas é um dos mais requisitados dentre os demais métodos e sua vantagem principal no ramo industrial está na não modificação da composição original do mineral em questão. Os aceleradores de elétrons mais utilizados para o beneficiamento da cor nas gemas são os de energia compreendida entre 10 e 20 MeV e com potência entre 10 e 60 kW [38].

Sendo assim, foi construído um input para a técnica de irradiação de feixe de elétrons considerando pedras de quartzo como cubos de 2 cm de aresta a fim de realizar um estudo sobre o espectro de raios X gerado e do equivalente de dose ambiente.

Segundo informações da Empresa Acelétron Irradiação Industrial, durante o processo de irradiação, as pedras de quartzo ficam mergulhadas em água e dispostas dentro de uma caixa de aço inoxidável. A água serve como um sistema de refrigeração para o mineral, já que este aumenta muito sua temperatura durante a irradiação.

No input, a caixa de aço inoxidável foi simulada com espessura de 1 cm. Dentro dela, encontra-se um bloco de água de dimensões 41 cm x 41 cm x 4 cm, formando um volume total de 6724 cm³ de água. E, dentro deste bloco, foram dispostos os cubos de quartzo de 2 cm de aresta. Os 13 cubos de quartzo são distanciados entre si e das

paredes da caixa de aço inoxidável de 1 cm. A posição da fonte foi mantida a mesma do teste de energia realizado ($z=100$).

As Figuras 3.15 (b), 3.16, 3.17 e 3.18 apresentam a visualização do input montado através do programa Moritz.

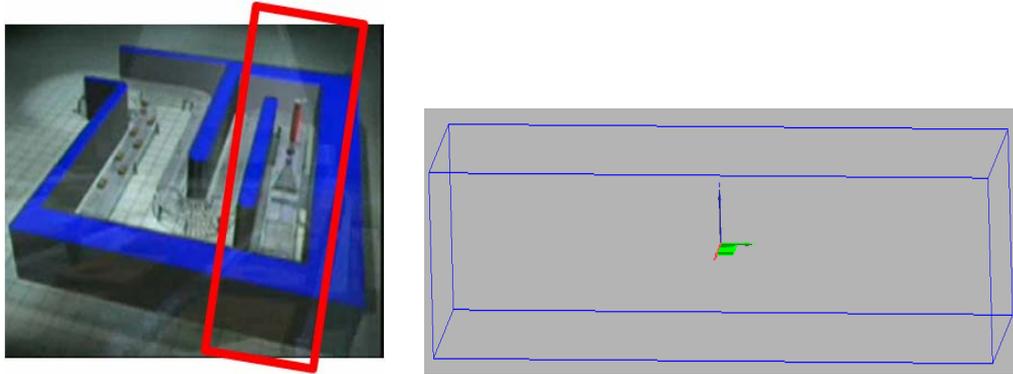


Figura 3.15: (a) Visualização do corredor da sala de irradiação e (b) a caixa de aço inoxidável dentro desse corredor.

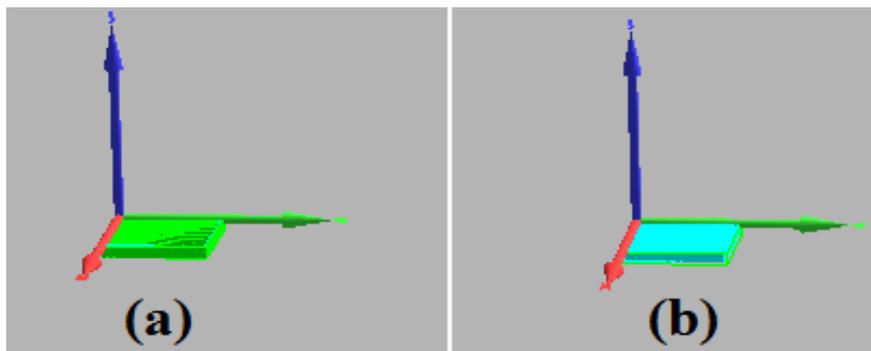


Figura 3.16: (a) Visualização da caixa de aço inoxidável e (b) visualização do bloco de água dentro da caixa de aço inoxidável.

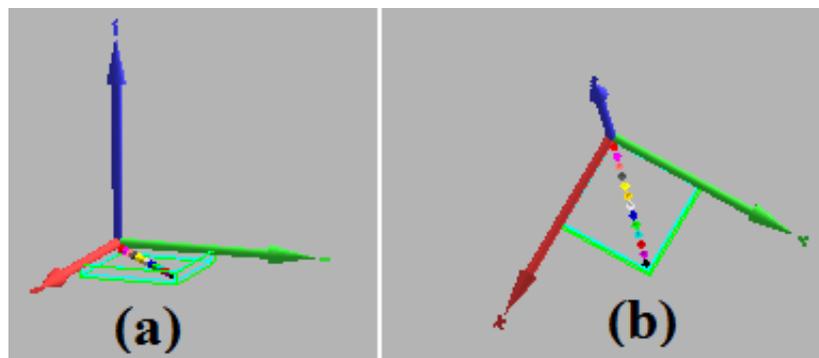


Figura 3.17: Visualização da caixa de aço inoxidável e a disposição dos cubos de quartzo, sendo em (a) uma vista lateral e em (b) uma vista de cima.

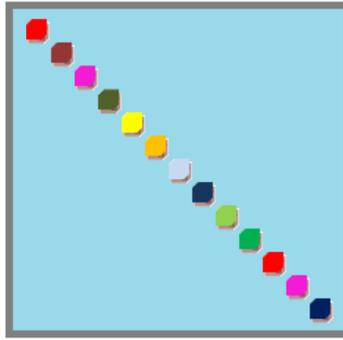


Figura 3.18: Visualização da espessura da caixa de aço inoxidável e da disposição dos cubos de quartzo.

Para a densidade e a composição química do aço inoxidável 321, da água e do quartzo (Dióxido de Silício) foram utilizados os valores encontrados no Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling [52].

Para realizar um estudo sobre o espectro de raios X e do equivalente de dose ambiente, foram dispostos, na simulação com o código MCNPX, detectores nos eixos x, y e z em 50 e 100 cm, tanto para o sentido positivo, quanto para o sentido negativo de cada eixo.

CAPÍTULO 4

Resultados e Discussões

4.1- Resultados da simulação do feixe de elétrons do acelerador linear de elétrons

A Tabela 4.1 apresenta os resultados dos dois procedimentos experimentais, denominados Teste de Energia 1 e 2, realizados para obtenção da energia do acelerador linear de elétrons e da dose em profundidade dentro do bloco de alumínio. Também são apresentados os resultados da razão entre a dose em todas as profundidades e a dose máxima medida ($D/D_{\text{máx}}$).

A Tabela 4.2 apresenta os resultados da simulação computacional para obtenção das energias depositadas nas profundidades do bloco de alumínio. Os respectivos erros relativos aos resultados de tais valores e a razão $D/D_{\text{máx}}$ também se encontram na Tabela 4.2.

Tabela 4.1: Resultados dos procedimentos experimentais (Teste de Energia 1 e 2)

Resultados do Teste de Energia (Procedimento Experimental)					
Dosímetros	Profundidade (cm)	Teste 1 (17/02/2012)		Teste 2 (01/06/2012)	
		Dose (kGy)	D/Dmáx	Dose (kGy)	D/Dmáx
1	0,181	19,3	0,737	17,6	0,730
2	0,270	20,1	0,767	18,9	0,784
3	0,364	20,9	0,798	19,9	0,826
4	0,450	22,9	0,874	20,2	0,838
5	0,538	23,1	0,882	21,7	0,900
6	0,627	24,2	0,924	22,3	0,925
7	0,713	25,2	0,962	23,3	0,967
8	0,799	26,0	0,992	23,4	0,971
9	0,891	26,2	1,000	24,0	0,996
10	0,979	26,2	1,000	24,1	1,000
11	1,070	25,6	0,977	23,7	0,983
12	1,151	24,9	0,950	23,0	0,954
13	1,238	23,7	0,905	21,8	0,905
14	1,327	22,4	0,855	20,1	0,834
15	1,415	20,1	0,767	18,3	0,759
16	1,499	17,5	0,668	15,9	0,660
17	1,586	15,5	0,592	13,5	0,560
18	1,677	12,7	0,485	11,1	0,461
19	1,757	10,4	0,397	8,9	0,369
20	1,858	7,4	0,282	6,2	0,257
21	1,942	5,4	0,206	5,0	0,207
22	2,023	3,6	0,137	3,0	0,124
23	2,116	2,2	0,084	1,8	0,075
24	2,205	1,5	0,057	-	-
25	2,288	-	-	-	-
26	2,373	-	-	-	-
27	2,466	-	-	-	-
28	2,550	-	-	-	-
29	2,638	-	-	-	-
30	2,722	-	-	-	-

Tabela 4.2: Resultados da simulação computacional com o código MCNPX.

Resultados da Simulação Computacional				
Dosímetros	Profundidade (cm)	Dose por elétron emitido da fonte (MeV)	D/Dmáx	Erro relativo R
1	0,181	2,961E-06	0,681	0,079
2	0,270	3,458E-06	0,734	0,030
3	0,364	3,678E-06	0,781	0,039
4	0,450	3,718E-06	0,789	0,032
5	0,538	3,714E-06	0,866	0,048
6	0,627	4,032E-06	0,884	0,048
7	0,713	4,419E-06	0,938	0,028
8	0,799	4,604E-06	0,977	0,025
9	0,891	4,356E-06	0,988	0,047
10	0,979	4,698E-06	0,997	0,026
11	1,070	4,569E-06	0,990	0,035
12	1,151	4,711E-06	1,000	0,023
13	1,238	4,537E-06	0,950	0,022
14	1,327	4,070E-06	0,864	0,027
15	1,415	3,926E-06	0,808	0,023
16	1,499	3,211E-06	0,682	0,032
17	1,586	2,806E-06	0,596	0,028
18	1,677	2,204E-06	0,468	0,032
19	1,757	1,854E-06	0,393	0,030
20	1,858	1,137E-06	0,241	0,044
21	1,942	8,013E-07	0,170	0,036
22	2,023	4,360E-07	0,093	0,074
23	2,116	2,098E-07	0,045	0,128
24	2,205	1,147E-07	0,024	0,082
25	2,288	5,106E-08	0,011	0,018
26	2,373	4,255E-08	0,009	0,142
27	2,466	3,609E-08	0,008	0,126
28	2,550	4,451E-08	0,009	0,156
29	2,638	3,722E-08	0,008	0,180
30	2,722	3,477E-08	0,007	0,140

Os valores da dose e/ou energia depositada máxima atingida encontram-se nos dosímetros números 9 e 10, nas profundidades respectivas de 0,891 cm e 0,979 cm, na Tabela 4.1, e, no dosímetro número 12, na profundidade de 1,151 cm, na Tabela 4.2.

De posse desses resultados, foram confeccionados os gráficos PDP (Porcentagem de Dose Profunda), apresentados nas Figuras 4.1, 4.2 e 4.3, para cada teste de energia e para os resultados da simulação. Para a construção destes gráficos, no eixo das ordenadas, utilizou-se a relação percentual da razão entre a dose em todas as profundidades (D_p) e a dose máxima do sistema ($D_{máx}$), ou seja, a equação 2.12.

$$\text{A saber: } PDP = \frac{D_p}{D_{máx}} \times 100$$

E para eixo das abscissas os dados foram às respectivas posições no eixo z dos dosímetros filme radiocrômico B3 dentro do bloco de alumínio.

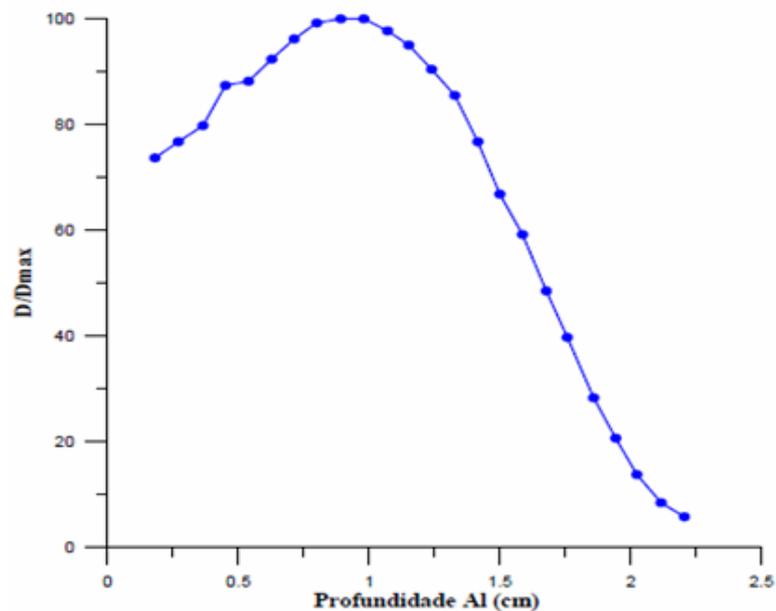


Figura 4.1: PDP do Teste de Energia 1

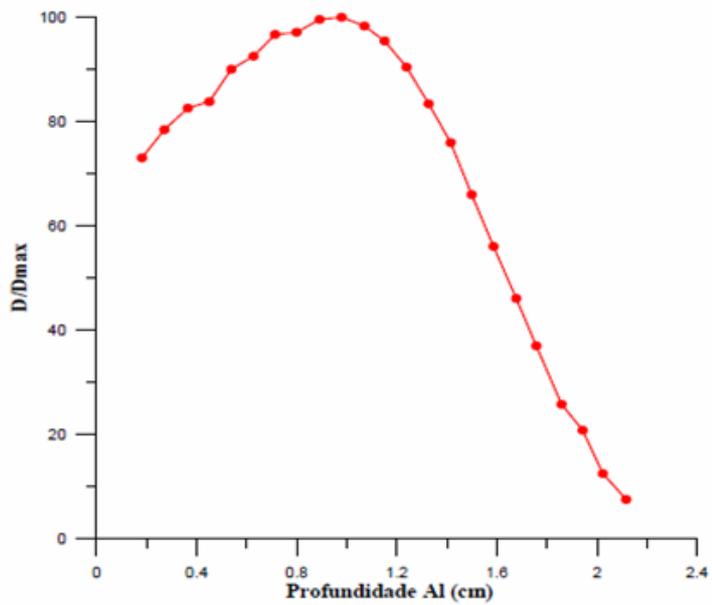


Figura 4.2: PDP para o Teste de Energia 2

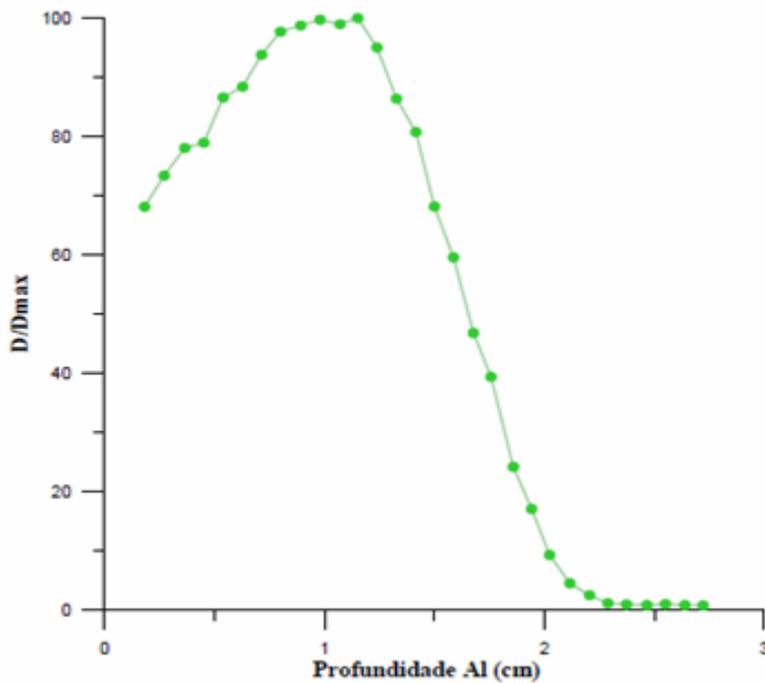


Figura 4.3: PDP dos resultados da simulação com MCNPX

Pela visualização e comparação dos gráficos obtidos na simulação com os gráficos dos resultados experimentais, observa-se uma boa concordância entre os valores.

As Figuras 4.4 e 4.5 apresentam uma comparação dos resultados dos Testes 1 e 2 com os resultados da simulação com MCNPX e seus respectivos valores de erro relativo.

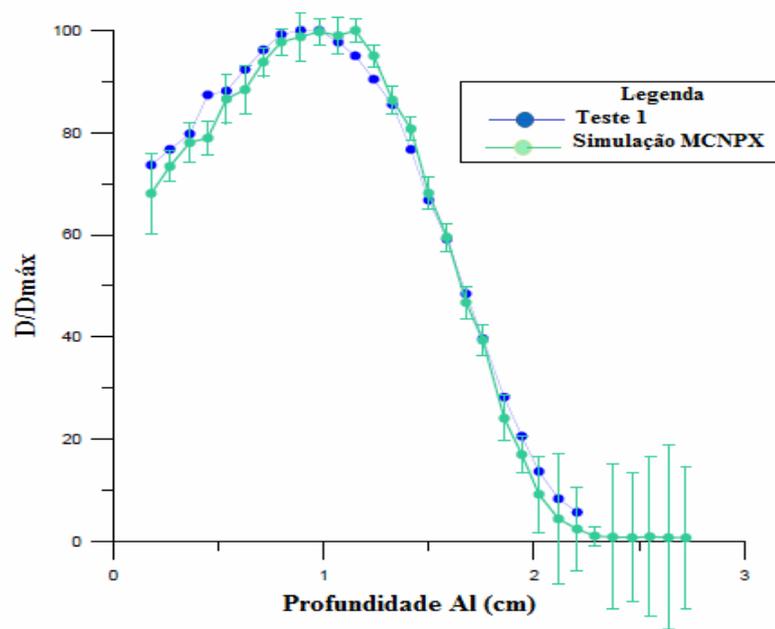


Figura 4.4: Comparação dos resultados do Teste 1 com os resultados da simulação MCNPX.

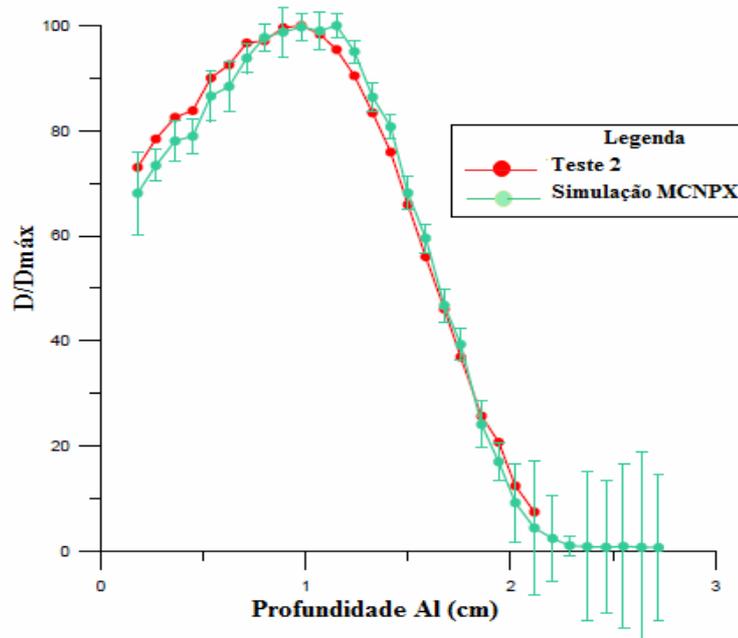


Figura 4.5: Comparação dos resultados do Teste 2 com os resultados da simulação MCNPX.

E a Figura 4.6 apresenta a sobreposição dos três resultados, juntamente com o erro relativo aos valores obtidos na simulação.

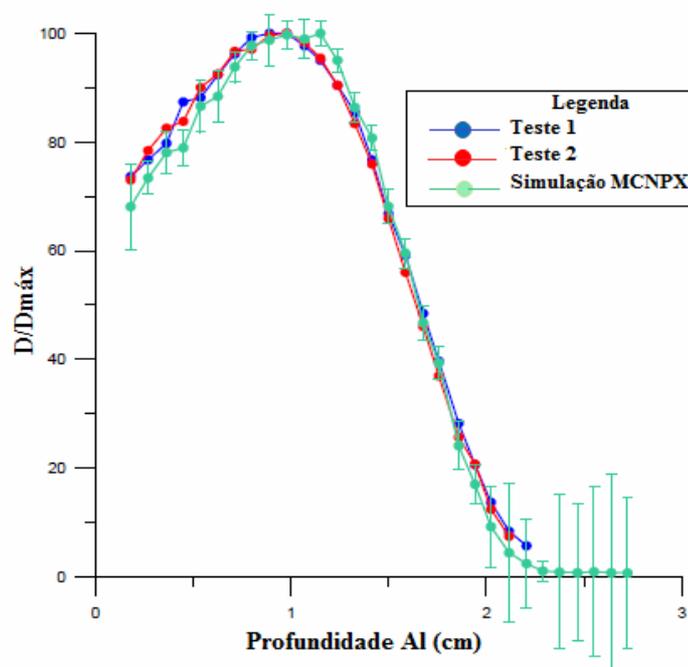


Figura 4.6: Comparação dos resultados dos Testes 1 e 2 com os resultados obtidos na simulação MCNPX.

O valor máximo do erro relativo aos resultados da simulação (0,1797, ou seja, 17,97%) é referente ao dosímetro de número 29, penúltimo mais profundo do sistema. Isso já era esperado pois, quanto maior a profundidade dos dosímetros dentro do bloco de alumínio, pior é a estatística associada a eles, em função da menor intensidade de elétrons chegando. A média entre todos os valores de erro relativo da simulação é 0,0592 e, de acordo com a Tabela 2.6, este encontra-se confiável.

Dessa forma, o input construído para o feixe de elétrons do acelerador linear de elétrons de uso industrial e a simulação realizada encontram-se validados e aptos a serem utilizados.

A simulação executou um número total de histórias (nps) igual a 24,48 milhões durante um tempo de 23,85 mil minutos, ou seja, aproximadamente 16 dias.

Os resultados dos valores de dose dos procedimentos experimentais nos teste de energia 1 e 2, encontram-se na unidade quilogray (kGy), enquanto os resultados dos valores de energia depositada na simulação MCNPX encontram-se na unidade MeV. Como as comparações foram realizadas através da razão $D/D_{\text{máx}}$, os valores tornam-se adimensionais e desta forma, aceitáveis.

Para fins de comparação faz-se necessário que todos os valores estejam na mesma unidade. Sendo assim, a conversão da energia depositada em MeV para Gy foi feita, tendo em vista que:

- $1 \text{ MeV} = 10^6 \times 1,6 \times 10^{-19} \text{ J} = 1,6 \times 10^{-13} \text{ J}$
- A massa de cada dosímetro é $2,12 \times 10^{-7} \text{ kg}$ (dado fornecido pela simulação MCNP).
- E que $1 \text{ Gy} = 1 \text{ J/kg}$

Também é importante ressaltar que a intensidade “I” do feixe de elétrons do acelerador linear de elétrons é obtida através dos dados fornecidos do aparelho

- Potência $P = 18 \text{ kW}$ (que pode ser variável de acordo com os produtos a serem irradiados)
- Energia $E = 10 \text{ MeV} = 10 \times 1,6 \times 10^{-13} \text{ J} = 16 \times 10^{-13} \text{ J}$

Através da expressão 4.1 [35].

$$P = E.I \quad (4.1)$$

A Tabela 4.3 mostra os resultados dos cálculos realizados para as conversões dos valores da simulação computacional e também os resultados experimentais para fins de comparação. De acordo com os dados fornecidos pela Empresa Acelétron, a potência do aparelho opera entre 11 kW e 13 kW para a maioria dos processos desde o ano de 2009. De posse desta informação, uma análise foi feita para potências de 11 kW, 12 kW e 13 kW.

Analisando-se os resultados calculados, observa-se que uma melhor concordância com os dados experimentais quando a potência do acelerador de elétrons é 12 kW e então é possível que o procedimento de teste de energia tenha sido realizado nessa condição. Para as potências de 11 kW e 13 kW, observa-se uma discrepância relativa um pouco maior. Porém, de uma maneira geral, todos os resultados podem ser considerados, já que o erro experimental é alto nessas situações e que os valores de potência são variáveis, de acordo com os produtos a serem irradiados.

Tabela 4.3: Conversão de unidade dos resultados da simulação computacional.

Resultados da Simulação Computacional						Resultados Experimentais	
Dosímetros	Profundidade (cm)	Energia Depositada (MeV)	Dose (kGy) Para P=11kW	Dose (kGy) Para P=12kW	Dose (kGy) Para P=13kW	Teste 1 Dose (kGy)	Teste 2 Dose (kGy)
1	0,181	2,961E-06	15,4	16,7	18,1	19,3	17,6
2	0,27	3,458E-06	17,9	19,6	21,2	20,1	18,9
3	0,364	3,678E-06	19,1	20,8	22,5	20,9	19,9
4	0,45	3,718E-06	19,3	21,0	22,8	22,9	20,2
5	0,538	3,714E-06	19,3	21,0	22,8	23,1	21,7
6	0,627	4,032E-06	20,9	22,8	24,7	24,2	22,3
7	0,713	4,419E-06	22,9	25,0	27,1	25,2	23,3
8	0,799	4,604E-06	23,9	26,0	28,2	26	23,4
9	0,891	4,356E-06	22,6	24,6	26,7	26,2	24
10	0,979	4,698E-06	24,4	26,6	28,8	26,2	24,1
11	1,07	4,569E-06	23,7	25,8	28,0	25,6	23,7
12	1,151	4,711E-06	24,4	26,6	28,9	24,9	23
13	1,238	4,537E-06	23,5	25,7	27,8	23,7	21,8
14	1,327	4,070E-06	21,1	23,0	24,9	22,4	20,1
15	1,415	3,926E-06	20,4	22,2	24,1	20,1	18,3
16	1,499	3,211E-06	16,6	18,2	19,7	17,5	15,9
17	1,586	2,806E-06	14,5	15,9	17,2	15,5	13,5
18	1,677	2,204E-06	11,4	12,5	13,5	12,7	11,1
19	1,757	1,854E-06	9,6	10,5	11,4	10,4	8,9
20	1,858	1,137E-06	5,9	6,4	7,0	7,4	6,2
21	1,942	8,013E-07	4,2	4,5	4,9	5,4	5
22	2,023	4,360E-07	2,3	2,5	2,7	3,6	3
23	2,116	2,098E-07	1,1	1,2	1,3	2,2	1,8
24	2,205	1,147E-07	0,6	0,6	0,7	1,5	-
25	2,288	5,106E-08	0,3	0,3	0,3	-	-
26	2,373	4,255E-08	0,2	0,2	0,3	-	-
27	2,466	3,609E-08	0,2	0,2	0,2	-	-
28	2,55	4,451E-08	0,2	0,3	0,3	-	-
29	2,638	3,722E-08	0,2	0,2	0,2	-	-
30	2,722	3,477E-08	0,2	0,2	0,2	-	-

4.2- Resultados da simulação do Espectro de Raios X e do Equivalente de Dose Ambiente

Nos subitens que se seguem, 4.2.1 e 4.2.2, serão apresentados os resultados e análises das simulações realizadas nas situações em que foram utilizados os blocos de alumínio, quartzo e plástico.

4.2.1- Resultados da simulação do Espectro de Raios X para os blocos de alumínio, quartzo e plástico.

Os resultados da simulação do espectro em energia de raios X encontram-se nas Tabelas 4.4, 4.5 e 4.6 para os blocos de alumínio, quartzo e plástico, respectivamente.

Os detectores pontuais foram posicionados de maneira que um estivesse na posição referente ao centro do bloco e os outros distantes desse ponto em 25, 50 e 100 cm, tanto para o sentido positivo quanto para o sentido negativo de cada eixo. Os resultados referentes às posições ao longo do sentido negativo de cada eixo não são apresentados devido à simetria em relação ao sentido positivo dos eixos. Contudo, eles se encontram no anexo 1.

Durante a análise dos resultados obtidos, pode ser observada uma grande discrepância nos valores encontrados no eixo z dos três blocos (alumínio, quartzo e plástico), fato este que pode ser associado à posição da fonte no referido eixo ($z=100$).

Tabela 4.4: Fluência normalizada de fótons nos eixos x, y e z para o bloco de alumínio.

Bloco de Alumínio										
Fluência normalizada de fótons (partículas/cm²)										
Posições	Centro	Eixo x			Eixo y			Eixo z		
Energia (MeV)	(cm)	25 (cm)	50 (cm)	100 (cm)	25 (cm)	50 (cm)	100 (cm)	25 (cm)	50 (cm)	100 (cm)
1,0E-03	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
1,0E-02	2,32E-07	5,19E-08	1,16E-08	2,42E-09	7,31E-08	1,05E-08	2,65E-09	2,94E-06	2,37E-06	1,54E-07
1,0E-01	4,14E-03	1,21E-05	2,86E-06	6,97E-07	1,22E-05	2,87E-06	7,08E-07	4,17E-05	1,75E-05	2,08E-06
1,0E+00	7,17E-03	2,69E-05	6,60E-06	1,62E-06	2,69E-05	6,57E-06	1,61E-06	4,58E-05	1,66E-05	2,24E-06
2,0E+00	9,74E-04	1,77E-06	4,70E-07	1,18E-07	1,90E-06	4,80E-07	1,19E-07	3,36E-06	1,82E-06	2,38E-08
3,0E+00	3,93E-04	5,23E-07	1,34E-07	3,63E-08	5,23E-07	1,38E-07	3,57E-08	1,61E-06	1,03E-06	3,67E-09
4,0E+00	2,25E-04	1,86E-07	5,10E-08	1,26E-08	2,40E-07	4,72E-08	1,19E-08	1,02E-06	4,91E-07	8,04E-10
5,0E+00	1,13E-04	6,40E-08	1,64E-08	4,91E-09	7,10E-08	1,81E-08	4,25E-09	7,26E-07	4,48E-07	2,95E-10
6,0E+00	5,12E-05	1,54E-08	6,86E-09	1,76E-09	2,38E-08	4,04E-09	9,93E-10	4,27E-07	2,62E-07	2,03E-10
7,0E+00	4,22E-05	8,50E-09	1,67E-09	2,99E-10	5,63E-09	1,07E-09	2,49E-10	2,80E-07	2,14E-07	1,18E-10
8,0E+00	2,17E-05	2,42E-09	5,30E-10	3,93E-10	2,56E-09	3,87E-10	9,21E-11	1,89E-07	1,25E-07	7,64E-10
9,0E+00	6,19E-06	1,28E-09	1,29E-10	2,21E-11	1,17E-09	1,56E-10	3,17E-11	2,65E-07	1,61E-07	7,10E-11
1,0E+01	7,33E-07	3,57E-10	3,16E-11	4,64E-12	3,89E-10	3,40E-11	4,21E-12	6,14E-08	3,59E-08	1,68E-11

Tabela 4.5: Fluência normalizada de fótons nos eixos x, y e z para o bloco de quartzo.

Bloco de Quartzo										
Fluência normalizada de fótons (partículas /cm²)										
Posição	Centro	Eixo x			Eixo y			Eixo z		
Energia (MeV)	(cm)	25 (cm)	50 (cm)	100 (cm)	25 (cm)	50 (cm)	100 (cm)	25 (cm)	50 (cm)	100 (cm)
1,0E-03	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
1,0E-02	1,42E-05	6,21E-08	1,34E-08	3,59E-09	6,00E-08	1,36E-08	3,00E-09	3,53E-06	2,45E-06	2,55E-06
1,0E-01	4,85E-03	1,49E-05	3,59E-06	8,66E-07	1,49E-05	3,54E-06	8,67E-07	4,75E-05	1,92E-05	2,50E-06
1,0E+00	4,74E-03	1,57E-05	3,85E-06	9,47E-07	1,57E-05	3,85E-06	9,47E-07	3,34E-05	1,34E-05	1,34E-06
2,0E+00	5,81E-04	6,90E-07	1,79E-07	4,52E-08	7,11E-07	1,84E-07	4,68E-08	3,08E-06	2,13E-06	5,85E-09
3,0E+00	2,48E-04	1,79E-07	5,04E-08	1,23E-08	1,82E-07	4,60E-08	1,15E-08	1,54E-06	1,02E-06	1,53E-09
4,0E+00	1,20E-04	4,98E-08	1,67E-08	4,08E-09	6,26E-08	1,52E-08	3,45E-09	9,01E-07	6,14E-07	4,28E-10
5,0E+00	8,85E-05	2,25E-08	5,75E-09	1,42E-09	2,21E-08	5,66E-09	1,37E-09	6,96E-07	4,14E-07	2,53E-10
6,0E+00	3,96E-05	1,02E-08	2,06E-09	4,54E-10	1,03E-08	2,31E-09	6,62E-10	4,59E-07	3,32E-07	1,80E-10
7,0E+00	9,78E-06	6,34E-09	1,22E-09	1,61E-10	2,96E-09	4,51E-10	1,17E-10	2,96E-07	2,09E-07	9,34E-11
8,0E+00	1,02E-05	1,84E-09	2,22E-10	3,70E-11	2,11E-09	2,93E-10	1,06E-10	1,86E-07	1,16E-07	4,34E-10
9,0E+00	4,85E-06	1,11E-09	1,05E-10	1,61E-11	1,04E-09	1,00E-10	1,57E-11	1,76E-07	1,42E-07	4,98E-11
1,0E+01	3,98E-07	3,52E-10	2,98E-11	3,73E-12	4,01E-10	3,31E-11	3,98E-12	5,93E-08	4,05E-08	1,35E-11

Tabela 4.6: Fluência normalizada de fótons nos eixos x, y e z para o bloco de plástico.

Bloco de Plástico										
Fluência normalizada de fótons (partículas/cm²)										
Posição	Centro²	Eixo x			Eixo y			Eixo z		
Energia (MeV)	(cm)	25 (cm)	50 (cm)	100 (cm)	25 (cm)	50 (cm)	100 (cm)	25 (cm)	50 (cm)	100 (cm)
1,0E-03	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
1,0E-02	5,59E-05	1,15E-07	2,92E-08	6,30E-09	1,13E-07	2,83E-08	7,18E-09	3,42E-06	2,52E-06	1,78E-06
1,0E-01	1,71E-03	8,02E-06	2,02E-06	6,56E-07	8,01E-06	2,02E-06	5,19E-07	2,67E-05	1,33E-05	9,80E-07
1,0E+00	1,25E-03	5,22E-06	1,35E-06	3,47E-07	5,23E-06	1,36E-06	3,49E-07	1,84E-05	9,46E-06	3,24E-07
2,0E+00	1,76E-04	2,25E-07	6,07E-08	1,54E-08	2,18E-07	6,20E-08	1,63E-08	3,18E-06	1,94E-06	5,26E-09
3,0E+00	1,30E-04	5,96E-08	1,52E-08	4,04E-09	6,23E-08	1,34E-08	3,63E-09	1,61E-06	9,96E-07	8,31E-10
4,0E+00	5,27E-05	1,94E-08	4,26E-09	1,14E-09	2,05E-08	3,81E-09	9,57E-10	9,36E-07	5,51E-07	4,48E-10
5,0E+00	4,17E-05	1,16E-08	1,77E-09	4,06E-10	1,05E-08	2,22E-09	4,70E-10	6,61E-07	3,98E-07	2,97E-10
6,0E+00	2,19E-05	4,57E-09	6,22E-10	1,27E-10	6,67E-09	6,31E-10	1,44E-10	4,89E-07	3,05E-07	1,43E-10
7,0E+00	1,06E-05	2,58E-09	1,61E-09	7,85E-11	2,61E-09	3,26E-10	6,22E-11	3,00E-07	2,07E-07	1,24E-10
8,0E+00	6,48E-06	1,73E-09	2,27E-10	4,39E-11	2,42E-09	2,33E-10	3,55E-11	2,10E-07	1,11E-07	3,32E-10
9,0E+00	3,49E-06	1,04E-09	9,20E-11	1,32E-11	1,02E-09	9,25E-11	1,32E-11	1,67E-07	1,29E-07	4,23E-11
1,0E+01	3,25E-07	3,63E-10	2,90E-11	3,30E-12	3,93E-10	4,50E-11	4,50E-12	5,73E-08	3,72E-08	1,84E-11

Os gráficos da fluência normalizada (partículas/cm²) pela energia (MeV) dos três blocos foram feitos justapostos. A partir dos quais, as seguintes análises podem ser feitas:

O bloco de alumínio, no seu centro e nas posições distantes do centro do eixo em 25, 50 e 100 cm no sentido positivo de x e y (Figuras 4.7, 4.8, 4.9, 4.10, 4.11, 4.12, 4.13), apresenta picos predominantes na energia de 1,0E+00 MeV. Nestas mesmas posições, o bloco de quartzo exhibe dois picos de valor próximo nas energias 1,0E-01 MeV e 1,0E+00 MeV, além de, no eixo z, na posição 25 cm, apresentar um pico predominante na energia 1,0E-01 MeV, e, a 100 cm, dois picos de valores próximos com energias de 1,0E-02 MeV e 1,0E-01 MeV. O comportamento dos resultados do bloco de plástico não expõe variações consideráveis.

Os valores da fluência no eixo z, no caminho do feixe de elétrons até atingir os blocos, são mais altos, pois se referem aos espectros transmitidos. E os valores nos eixos x e y se referem aos espectros espalhados.

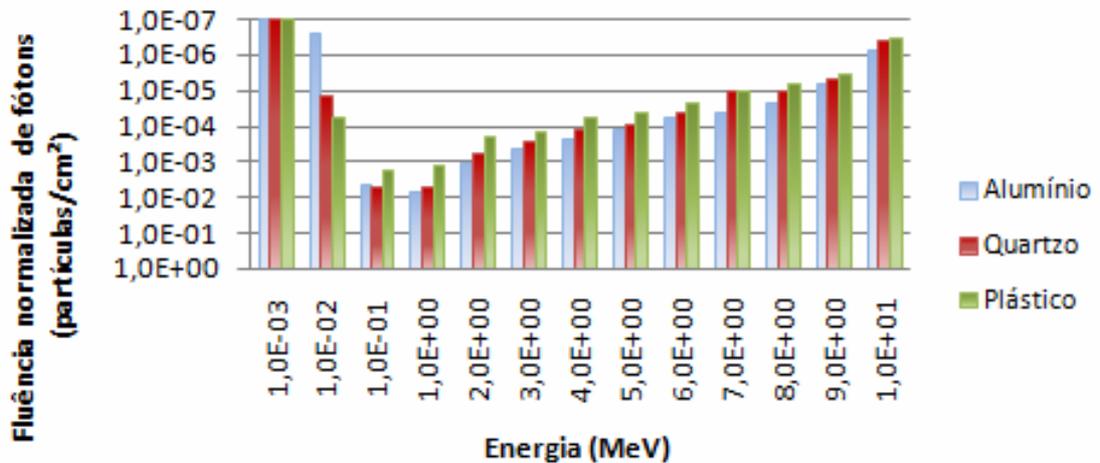


Figura 4.7: Fluência normalizada de fótons no centro dos blocos

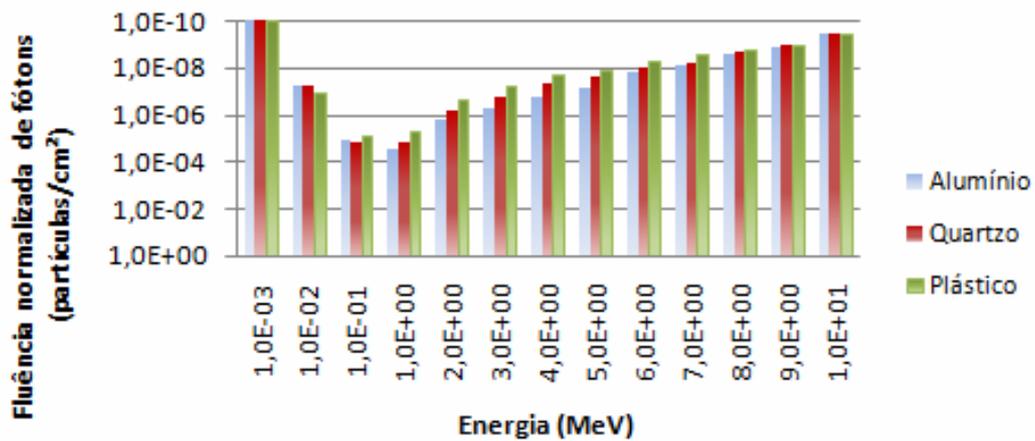


Figura 4.8: Fluência normalizada de fótons a 25 cm no eixo x

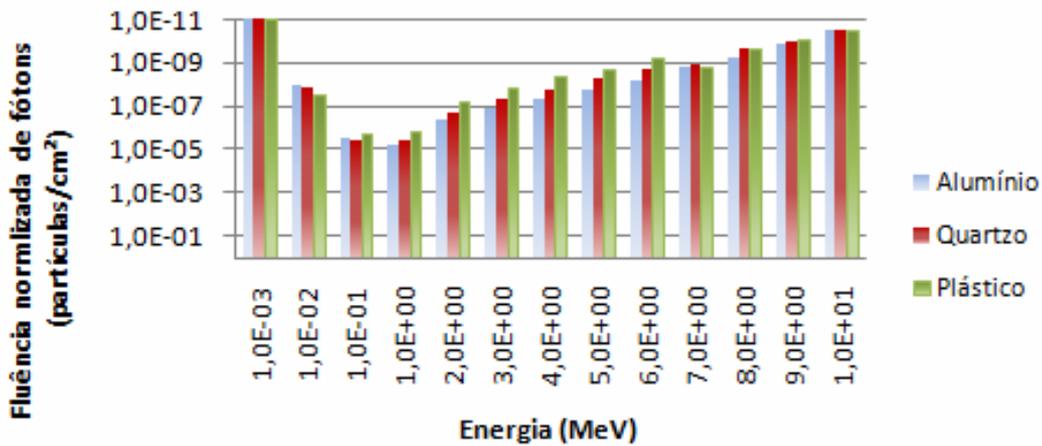


Figura 4.9: Fluência normalizada de fótons a 50 cm no eixo x

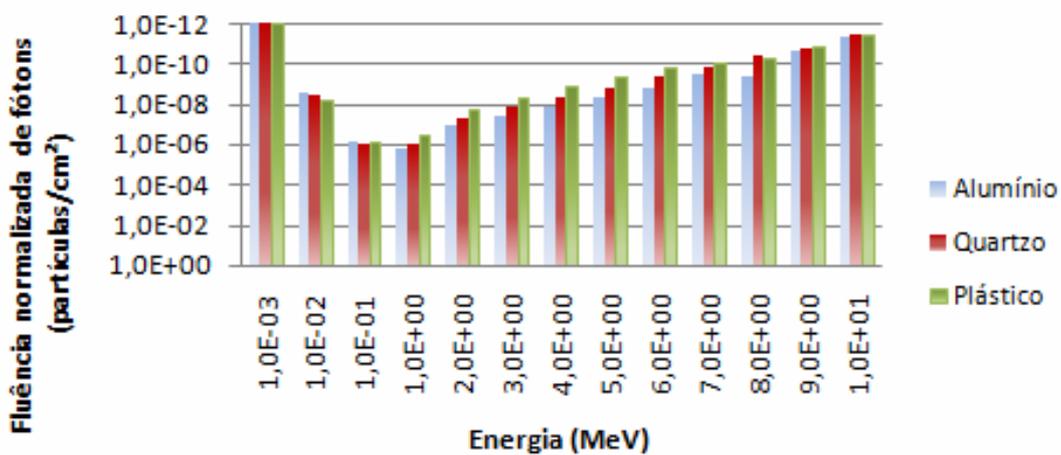


Figura 4.10: Fluência normalizada de fótons a 100 cm no eixo x

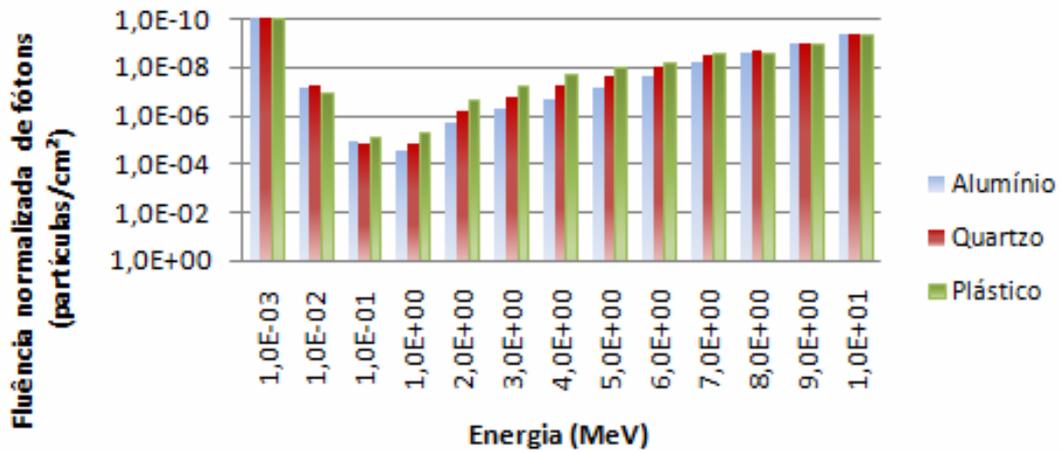


Figura 4.11: Fluência normalizada de fótons a 25 cm no eixo y

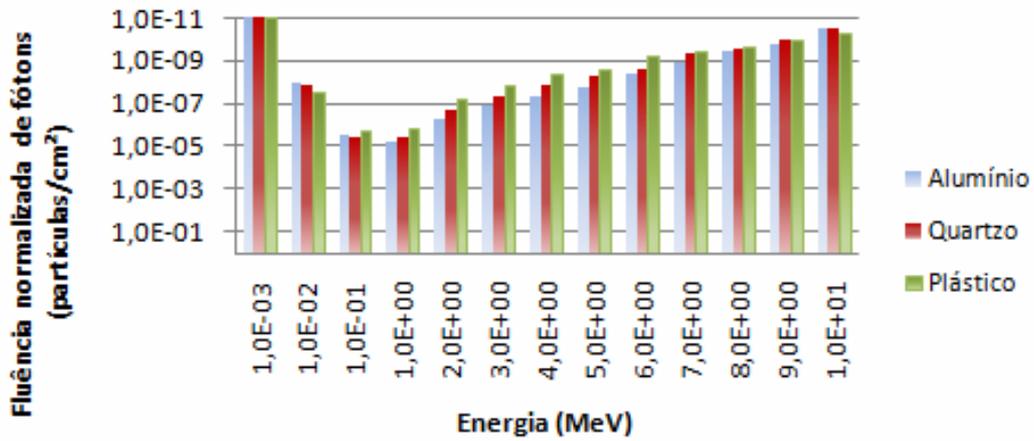


Figura 4.12: Fluência normalizada de fótons a 50 cm no eixo y

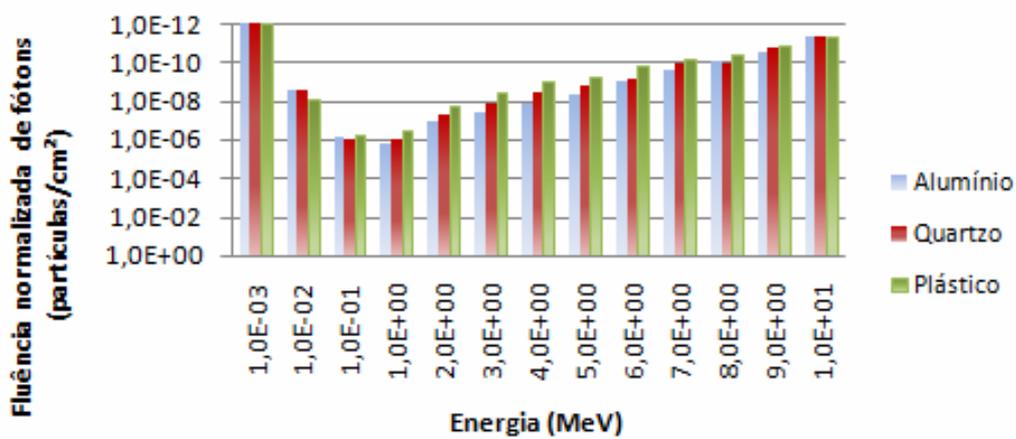


Figura 4.13: Fluência normalizada de fótons a 100 cm no eixo y

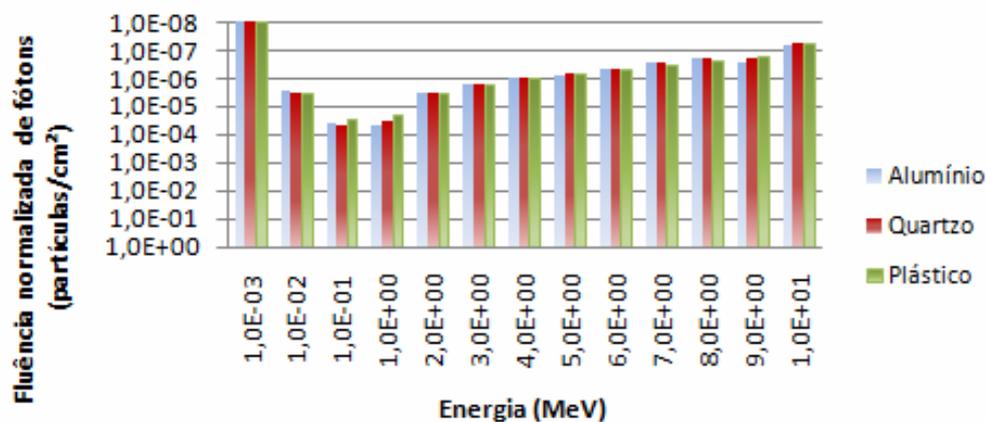


Figura 4.14: Fluência normalizada de fótons a 25 cm no eixo z

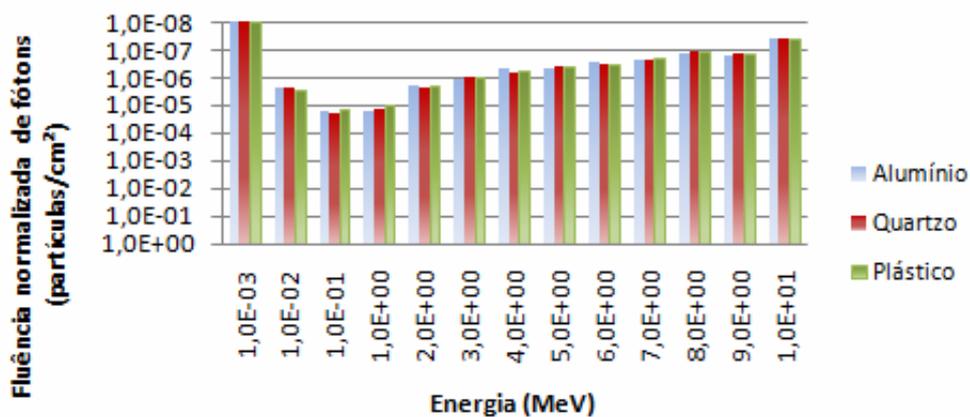


Figura 4.15: Fluência normalizada de fótons a 50 cm no eixo z

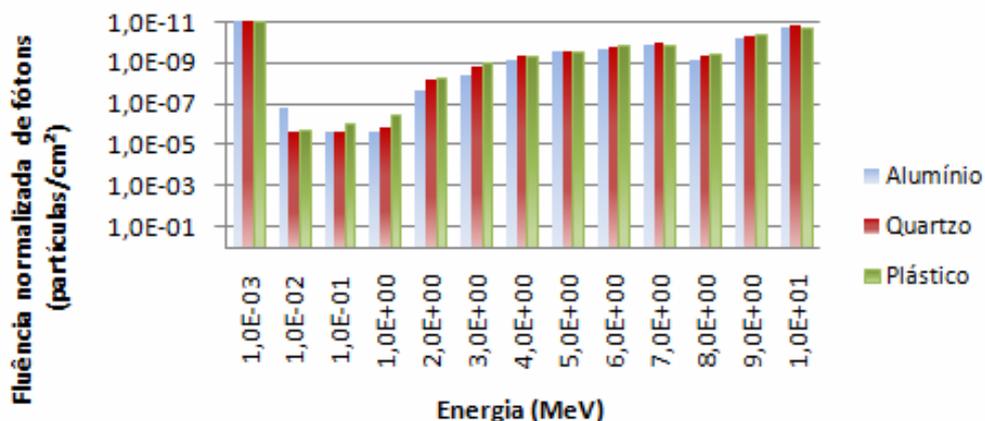


Figura 4.16: Fluência normalizada de fótons a 100 cm no eixo z

4.2.2- Resultados do Equivalente de Dose Ambiente para os blocos de alumínio, quartzo e plástico.

Na Tabela 4.7, são apresentados os resultados do equivalente de dose ambiente devido a fótons ($H^*(10)$) obtidos através da simulação MCNPX e para os blocos de alumínio, quartzo e plástico. São expressos na unidade pSv (pico Sievert). A partir destes, foi feita uma multiplicação pela fluência de elétrons proveniente do acelerador, utilizando a potência de 12 kW e a energia do acelerador de elétrons de 10 MeV, empregando a equação 4.1 (a saber: $P = E.I$). Os resultados foram reescritos na unidade mSv (mili Sievert) para fins de comparação com os valores recomendados para limites de dose da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN).

Segundo a Norma CNEN-NN-3.01 [53], o limite de dose para um indivíduo ocupacionalmente exposto (trabalhador) não deve ser superior à média ponderada de 20 mSv em 5 anos e não exceder 50 mSv em um único ano. Dessa forma, são observadas doses muito altas e, na maioria das posições, superiores ao limite recomendado para o período de 5 anos.

Se a análise dos resultados for feita para a unidade kGy ($1 \text{ Sv} = 1 \text{ Gy}$), é possível observar doses capazes de gerar coloração em algumas gemas, sabendo que os valores para tal procedimento estão na faixa:

Dose > 100 kGy – para tonalidades esverdeadas

150 kGy < Dose < 200 kGy – para tonalidades amareladas

Dose > 250 kGy – para tonalidades amarronzadas

Tabela 4.7: Equivalente de dose ambiente devido a fótons em função das distâncias para os blocos de alumínio, quartzo e plástico.

Posições (cm)		Bloco de Alumínio				Bloco de Quartzo				Bloco de Plástico			
		Centro	25	50	100	Centro	25	50	100	Centro	25	50	100
H*(10) Eixo x	Resultados em mSv	241269,75	542,82	137,18	34,21	208854,75	426,18	104,76	26,09	63414,90	139,83	36,81	9,49
H*(10) Eixo y		241269,75	554,75	136,33	337,66	208854,75	426,66	105,40	26,36	63414,90	139,98	36,17	9,33
H*(10) Eixo z		241269,75	1330,07	652,40	30,05	208854,75	1249,28	658,17	25,56	63414,90	1007,19	582,50	9,06

4.3- Resultados da simulação do Espectro de Raios X e do Equivalente de Dose Ambiente durante o processo de irradiação de pedras de quartzo

Nos subitens que se seguem, 4.3.1 e 4.3.2, serão apresentados os resultados e análises das simulações realizadas durante o processo de irradiação de pedras de quartzo.

4.3.1- Resultados da simulação do Espectro de Raios X durante o processo de irradiação de pedras de quartzo

Os resultados da simulação do espectro de raios X encontram-se nas Tabelas 4.8. Os detectores pontuais foram posicionados distantes 50 e 100 cm, tanto no sentido positivo, quanto no sentido negativo do centro de cada eixo. Os resultados referentes às posições negativas de cada eixo não são apresentados devido à simetria de valores com o sentido positivo dos eixos, embora possam ser encontradas no anexo 2.

Observa-se, no eixo z uma discrepância nos valores devido à posição da fonte ($z=100$).

Tabela 4.8: Fluência normalizada nos eixos x, y e z durante o processo de irradiação de pedras de quartzo

Fluência normalizada (partículas/cm ²)						
Posição	Eixo x		Eixo y		Eixo z	
Energia (MeV)	50 (cm)	100 (cm)	50 (cm)	100 (cm)	50 (cm)	100 (cm)
1,0E-03	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00
1,0E-02	1,4E-08	3,7E-09	1,4E-08	3,5E-09	2,6E-07	1,9E-07
1,0E-01	2,0E-06	4,8E-07	2,0E-06	4,8E-07	5,1E-06	1,5E-06
1,0E+00	1,8E-06	4,5E-07	1,8E-06	4,4E-07	2,9E-06	7,3E-07
2,0E+00	8,6E-08	2,2E-08	8,7E-08	2,3E-08	1,8E-07	3,3E-09
3,0E+00	2,5E-08	5,9E-09	2,6E-08	6,2E-09	9,4E-08	6,8E-10
4,0E+00	7,0E-09	2,0E-09	6,3E-09	1,5E-09	4,0E-08	4,0E-10
5,0E+00	2,2E-09	6,8E-10	2,3E-09	6,6E-10	2,8E-08	1,2E-10
6,0E+00	6,8E-10	1,5E-10	8,7E-10	6,2E-10	3,6E-08	5,3E-11
7,0E+00	3,6E-10	9,5E-11	6,5E-10	2,7E-10	2,8E-08	3,2E-11
8,0E+00	1,9E-10	3,0E-11	1,9E-10	3,1E-11	7,2E-09	3,4E-11
9,0E+00	9,9E-11	1,8E-11	9,6E-11	1,3E-11	2,5E-09	1,0E-11
1,0E+01	3,1E-11	3,3E-12	3,3E-11	4,0E-12	5,5E-09	3,6E-12

Os gráficos da fluência normalizada (partículas/cm²) em função da energia (MeV) foram feitos para todas as posição dos detectores ao longo do sentido positivo de cada eixo. A partir dos quais, pode ser observado que nas posições 50 e 100 cm, nos eixos x e y, os resultados apresentam picos predominantes na energia de 1,0E-01 MeV e 1,0E+00 MeV. No eixo z, esses dois picos continuam sendo predominantes, porém, sofrem variações nas mesmas energias mencionadas anteriormente, em virtude do posicionamento da fonte (z=100 cm).

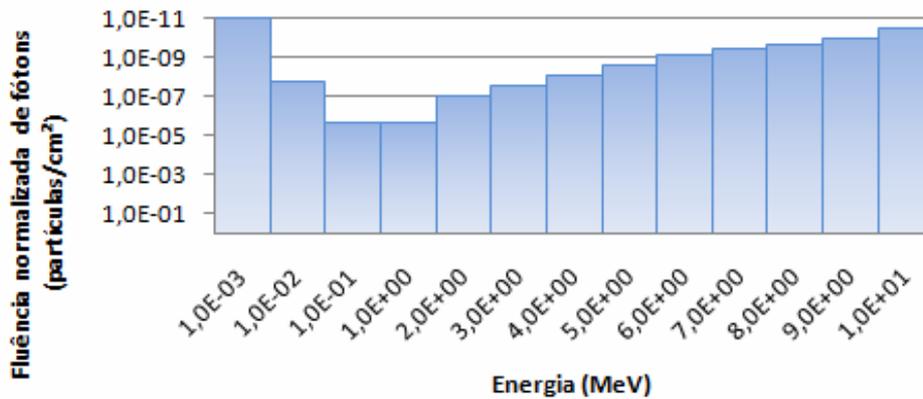


Figura 4.17: Fluência normalizada de fótons a 50 cm no eixo x

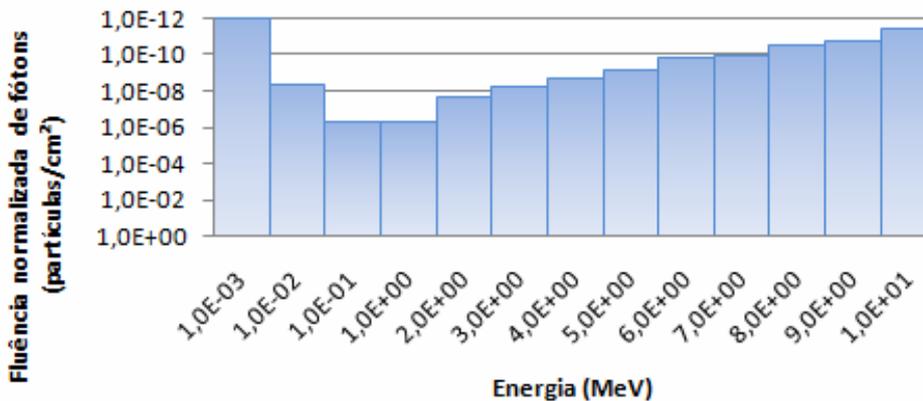


Figura 4.18: Fluência normalizada de fótons a 100 cm no eixo x

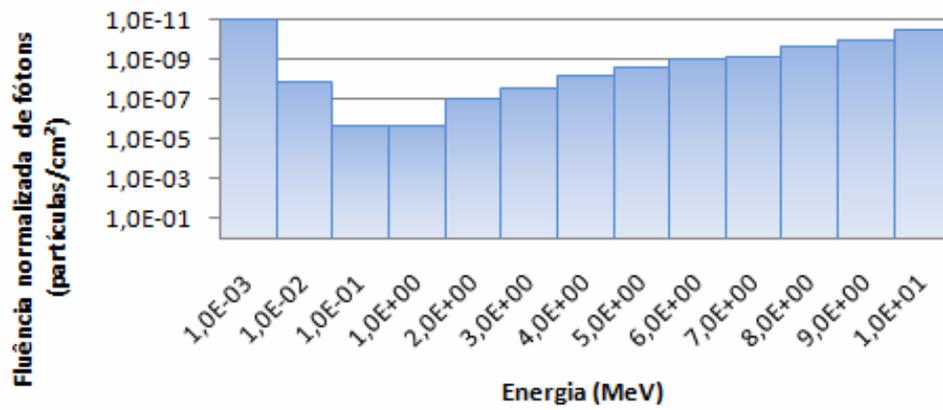


Figura 4.19: Fluência normalizada de fótons a 50 cm no eixo y

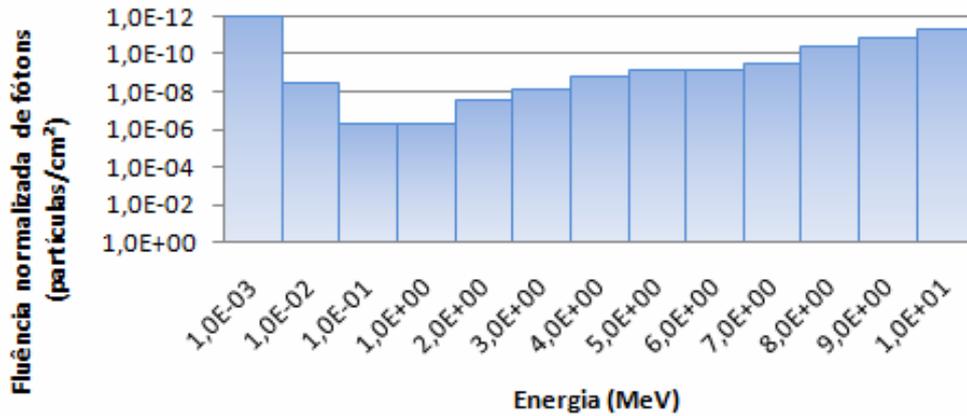


Figura 4.20: Fluência normalizada de fótons a 100 cm no eixo y

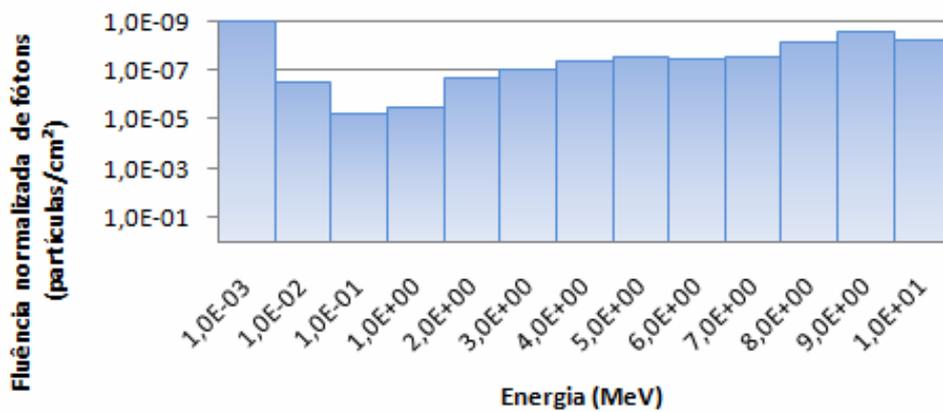


Figura 4.21: Fluência normalizada de fótons a 50 cm no eixo z

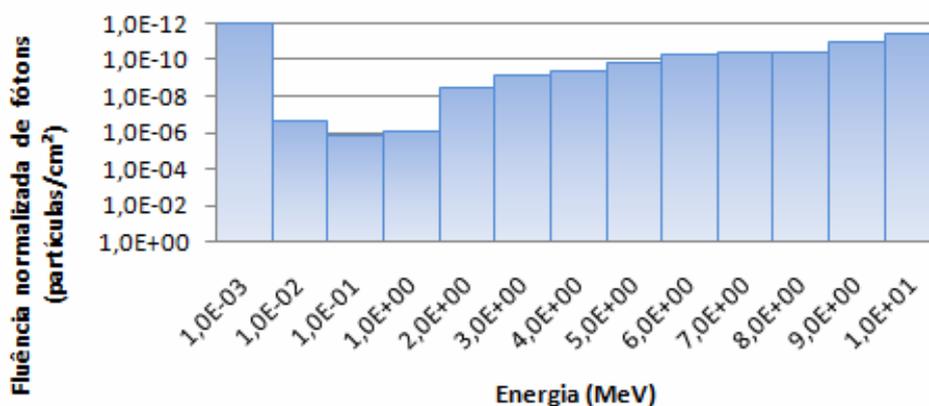


Figura 4.22: Fluência normalizada de fótons a 100 cm no eixo z

4.3.2- Resultados do Equivalente em Dose Ambiente durante o processo de irradiação de pedras preciosas

Os resultados do equivalente de dose ambiente devido a fótons, obtidos através da simulação MCNPX, para o processo de irradiação de pedras de quartzo são dados na unidade pSv (pico Sievert). A partir destes, foi feita uma multiplicação pela fluência de elétrons, utilizando a potência de 12 kW e a energia do acelerador de elétrons de 10 MeV, empregando a equação 4.1 (a saber: $P = E.I$) e, após, os resultados foram reescritos na unidade mSv (mili Sievert) para fins de comparação com os valores recomendados como limites pela Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN).

Segundo a Norma CNEN-NN-3.01 [53], o limite de dose para um indivíduo ocupacionalmente exposto (trabalhador) não deve ser superior à média ponderada de 20 mSv em 5 anos e não exceder 50 mSv em um único ano. Dessa forma, na análise dos resultados obtidos, verifica-se que nas posições 100 cm dos eixos x, y e z, as doses são altas, porém, inferiores ao limite recomendado para média ponderada em 5 anos. Nas posições de 50 cm dos eixos x, y e z, as doses ultrapassam esse limite, mas, com exceção do eixo z, são inferiores ao limite recomendado para 1 ano.

Tabela 4.9: Resultados do equivalente de dose ambiente devido a fótons para a caixa de aço inoxidável com cubos de quartzo.

Caixa de aço inoxidável contendo água e cubos de quartzo			
Posições (cm)		50	100
H*(10) Eixo x	Resultados em mSv	37,31	9,35
H*(10) Eixo y		37,27	9,43
H*(10) Eixo z		85,91	1,29

CAPÍTULO 5

Conclusões e sugestões

Os resultados da simulação computacional apresentaram boa concordância com os experimentais, tanto em valores relativos como absolutos, no que diz respeito às doses.

Os resultados do espectro de raios X e do equivalente de dose ambiente, com a utilização da simulação com o código MCNPX, são dados ainda pouco explorados, mas de extrema importância nos estudos e análise de desenvolvimento de cor nas gemas após a irradiação e no controle e eficácia da distribuição de dose nos mais variados produtos a serem irradiados. Este fato demonstra a relevância na continuidade do trabalho.

Tendo em vista que a necessidade pela busca do bem-estar da sociedade tem exigido em todos os ramos da indústria o aumento da qualidade dos produtos e dos serviços prestados, a utilização do código de transporte de radiação MCNPX é uma solução de grande viabilidade no ramo industrial, além de ser uma boa solução no que diz respeito a otimização dos procedimentos de controle da distribuição de dose nos produtos que podem ser processados dentro de suas embalagens finais sem a necessidade de manipulação. Desta forma, as simulações realizadas mostram-se válidas e aproveitáveis. Alguns ajustes e mudanças, após obtenção de dados e apoio da empresa, poderão ser feitas no input para que o tempo computacional seja menor e outros tipos de testes possam ser realizados, como por exemplo, o mapeamento de toda área útil da empresa.

Alguns temas podem ser sugeridos para trabalhos futuros sobre o assunto, como:

- Realizar a Modelagem Computacional dos dois Aceleradores Lineares de Elétrons da empresa Acelétron Irradiação Industrial.
- Realizar a modelagem computacional da sala de irradiação, juntamente com o labirinto e as barreiras de concreto baritado, com as respectivas dimensões reais e analisar suas possíveis otimizações para futuras construções e/ou ampliações.
- Realizar um estudo sobre a distribuição da taxa de dose no interior dos produtos irradiados.

- Avaliar as contribuições de elétrons e fótons nos valores de dose e dose equivalentes.
- Analisar e aperfeiçoar a modelagem do feixe de elétrons, buscando o burilamento das condições atuais, principalmente das distribuições resultante da irradiação de uma esfera homogênea de água, alumínio, quartzo e plástico.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [01] Acelétron Irradiação Industrial. Tecnologia: Acelerador Linear de Elétrons. Disponível em: <<http://www.aceletron.com.br/tecnologia/acelerador.htm>>. Acesso em: 15 de outubro de 2012.
- [02] Centro de Tecnologia das Radiações: Meio Ambiente. Efluentes Industriais e Lixo Hospitalar. Disponível em: <<https://www.ipen.br/sitio/index.php?idc=245>>. Acesso em: 21 de novembro de 2012.
- [03] Centro de Tecnologia das Radiações: Saúde. Hidrógeis para fins medicinais. Disponível em: <<https://www.ipen.br/sitio/index.php?idc=228>>. Acesso em: 21 de novembro de 2012.
- [04] CUNHA, V. L. L., REBELLO, W. F., CABRAL, R. G., SILVA, A. X., MELO, F. S., 2009, “Cálculo da criticalidade comparando-se o MCNPX com o Método Albedo”. *XII Encontro de Modelagem Computacional*.
- [05] TEIXEIRA, P. B., FALCÃO, R. C., HUNT, J., FACURE, A., SILVA, A. X., 2005, “Simulação de doses ocupacionais em radiografia industrial”. *International Nuclear Atlantic Conference – INAC*.
- [06] ROUZITALAB, J., ZAMANI A., YAZDANDOUT, A., ESHRAGHI L., 2012, “An Investigation to Dose Calculation In Gilian-Iran Industrial Radiography Accident By Using MCNP”. 18th World Conference on Nondestructive Testing.
- [07] PENNA, R., SILVA, C. J. G. C., GOMES, P. M. C., 2008, “Simulação de um densímetro nuclear utilizando o código Monte Carlo MCNP-4C. E-xacta, v.1, p.10/1-5. Disponível em: <http://revistas.unibh.br/index.php/dcet/article/view/213/115>. Acesso em: outubro de 2012.

- [08] SOUZA, E. M., CORREA, S. C. A., LOPES, R. T., OLIVEIRA, D. F., 2007, “Methodology for digital radiography simulation using the Monte Carlo code MCNPX for industrial applications”. *Elsevier, Applied Radiation and Isotopes* 66 (2008) 587–592
- [09] RUSIN, T., 2012, *Cálculo do Fluxo e Taxa de Dose Gama no Irradiador do CTEEx usando do código MCNPX*. Dissertação de M.Sc. IME, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.
- [10] LEWIS, R. D., RYDE, S. J. S., HANCOCK, D. A., EVANS, C. J. (1999). “An MCNP-based model of a linear accelerator X-ray beam”. *Phys. Med. Biol.* 44 1219.
- [11] MENEZES H., MILIAN F. M., LOPES V., SENA I., GUEVARA M. V. M., GARCIA G., 2009, “Estudo por Monte Carlo da Dependência da Dose Profunda com Relação a Parâmetros Radioterápicos em Feixes de Fótons”. *XIV Congresso Brasileiro de Física Médica*.
- [12] RÓDENAS, J., MARTINAVARRO, A., RIUS, V., 2000, “Validation of the MCNP code for the simulation of Ge-detector calibration”. *Elsevier, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A* 450 (2000) 88}97.
- [13] GROSSI, P. A., OLIVEIRA, P. M. C., SQUAIR, P. L., 2005, “Levantamento dosimétrico em irradiadores industriais e calibração de sistemas dosimétricos PMMA utilizando dosímetros Fricke”. *International Nuclear Atlantic Conference – INAC*.
- [14] NAPOLITANO, C. M., FERREIRA, D. C., SILVA, S.F., 2005, “Dosimetria em Processos de Irradiação”. *International Nuclear Atlantic Conference – INAC*.
- [15] FORTES, M. Z., SOUSA, F. N., C., BOENTE, O. C., SOUSA, R. A., 2009, “Use of Alluminium Plates to Simulate the Dosimetry of Gems During E-Beam Irradiation”. *International Nuclear Atlantic Conference – INAC*.

- [16] NUNO, F., RIVERO, J., MARNET, L., PRADOL, S., SILVA, S., 2010, “Viabilidade de esterilização de placas de petri utilizando feixe de elétrons – Parte 1 de 2”. *Controle de Contaminação* 133.
- [17] NUNO, F., RIVERO, J., MARNET, L., PRADOL, S., SILVA, S., 2010, “Viabilidade de esterilização de placas de petri utilizando feixe de elétrons – Parte 2 - Final”. *Controle de Contaminação* 134.
- [18] PAMPLONA, S. P., COSTA, A. M., 2010, “Determinação do espectro de raios X a partir da curva de transmissão para um equipamento de radiografia dentária”. *Revista Brasileira de Física Médica* 4(2): 23-5.
- [19] SANTOS, I. A., FERREIRA JUNIOR, F. A., VANIN, V. R., 2006, “Espalhamento Compton e retroespalhamento – Simulação com MCNP e experimentação”. *14º Simpósio Internacional de Iniciação Científica da USP*.
- [20] TAHUATA, L., SALATI, I. P. A., DI PRINZIO, R., DI PRINZIO, A. R., 2003, Radioproteção e Dosimetria: Fundamentos. 5ª revisão. Rio de Janeiro – IRD/CNEN.
- [21] CINTRA, F. B., 2010, *Avaliação da metodologia do cálculo de dose em microdosimetria com fonte de elétrons com o uso do código MCNP5*. Dissertação de M.Sc. IPEN.
- [22] BOHRER, A. C. A., 2011, *Comparação dos sistemas dosimétricos de Alanina e do Filme Radiocrômico B3 na irradiação industrial por feixe de elétrons*. Dissertação de M.Sc. COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.
- [23] KNOLL, G. F., 1999, *Radiation Detection and Measurement*. 3rd ed. New York, John Wiley & Sons.

[24] SILVA, R. E., 2000, *Dosimetria com materiais radiocrômicos em feixes de elétrons acelerados – Processos de irradiação com doses altas*. Dissertação de M.Sc. IPEN

[25] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, 1997. Dosimetry in an electron beam facility for radiation processing at energies between 300 keV and 25 MeV. ISO/DIS 15569

[26] CRANLEY, K., GILMORE, B. J., FOGARTY, G. W. A., DESPONDS, L., 1997, Catalogue of Diagnostic X-Ray Spectra and other Data. Institute of Physics and Engineering in Medicine. Report 48

[27] OLIVEIRA, L. S. R., A Física dos Raios X. Disponível em: <www.lucianosantarita.pro.br/fisica.html>. Acesso em 12 de dezembro de 2012.

[28] MICROANÁLISE. Disponível em: <www.materiais.ufsc.br/lcm/web_pgmt/mev_microanalise01.pdf>. Acesso em: 12 de dezembro de 2012.

[29] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR – CNEN, 1988. *Diretrizes Básicas de Radioproteção*. CNEN – NE – 3.01.

[30] ELBERN, A. *Noções Básicas de Radioterapia I*. Disponível em: <http://www.prorad.com.br/cursos/Cursos/radioterapia_1.pdf>. Acesso em: 18 de outubro de 2012.

[31] COELHO, T. S., 2010, *Desenvolvimento de um sistema de dosimetria para aplicadores de betaterapia de $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$* . Dissertação de M.Sc. IPEN

[32] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY – IAEA, 1987. Measurement Assurance in Dosimetry. STI/PUB – 846, Vienna.

- [33] QUEZADA, V. A. C., 1997, Estabelecimento de um Sistema Dosimétrico para Doses Altas Utilizando Vidros. Dissertação de M.Sc. IPEN.
- [34] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY – IAEA, 2002. Dosimetry for Food Irradiation. TECHNICAL REPORTS SERIES N° 409, Viena.
- [35] SHARPE, P., MILLER, A., 1999, *Guidelines for the Calibration of Dosimeters for use in Radiation Processing*. National Physical Laboratory, United Kingdom.
- [36] FORTES, M. Z., SOUSA, F. N., 2012. Aplicações Industriais da Tecnologia de Irradiação por Feixe de Elétrons. Revista SODEBRAS – volume 7 – N° 77.
- [37] MILLER, R. B., 2005, *Electronic Irradiation of Foods: An Introduction to the Technology*. New York, Springer Science.
- [38] CENTRO DE GESTÃO E ESTUDOS ESTRATÉGICOS – EGEE., 2010. *Estudo da Cadeia de Suprimento do Programa Nuclear Brasileiro: Irradiadores e Aplicações*. CGEE. Brasília.
- [39] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR – CNEN, 2011. Classificação das Instalações Radiativas. Resolução CNEN N° 112.
- [40] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY – IAEA, 1992. *Radiation Safety of Gamma and Electron Irradiation Facilities*. IEAA Safety Series n° 107. Categoria do acelerador
- [41] SIMÃO, E. M., 2008, *Implantação de uma Metodologia para Controle de Qualidade em Sistemas de Planejamento Computadorizados usados em Radioterapia*. Dissertação de M.Sc. UFS.
- [42] EVANGELISTA, C. *Segmentos Comerciais, Acelétron Irradiação Industrial*. Rio de Janeiro, RJ. Palestra proferida aos alunos da Unirio.

Disponível em: <<http://www.unirio.br/dmp/Graduacao/Nutricao/Microbiologia/Palestra%20-%20ACEL%C3%89TRON.pdf>>. Acesso em: 01 de novembro de 2012.

[43] Yoriyaz, H., 2010, *Fundamentos do Método de Monte Carlo para Transporte de Radiação*. Apostila da Disciplina TNR-5763 – IPEN – CNEN, São Paulo.

[44] BÓIA, L. S., 2010, *Metodologia Computacional para Geração de Modelos Antropomórficos de Voxels para Simulação por Monte Carlo de Tratamentos Radioterápicos*. Tese de D.Sc. COPPE/UFRJ.

[45] MCNPX – Los Alamos, National Laboratory. Disponível em <<http://mcnpx.lanl.gov/>>. Acesso em: 20 de setembro de 2012.

[46] SHULTIS, J. K., FAW, R. E., 2004-2006, *An MCNP Primer*. Manhattan, Dept. of Mechanical and Nuclear Engineering Kansas State University Manhattan, KS 66506

[47] SILVA, A. X. *Notas de Aula da Disciplina Problemas de Simulação por Monte Carlo (Doutorado)*. Programa de Engenharia Nuclear – COPPE/UFRJ. Rio de Janeiro, 2011.

[48] X-5 Monte Carlo Team Diagnostics Applications Group Los Alamos National Laboratory, 2003. *MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code*. Version 5. Volume I: Overview and Theory. Los Alamos National Laboratory.

[49] ISO/ASTM Standarts on Dosimetry for Radiation Processing, 2002.

[50] ISO/ASTM 51649, Practice for Dosimetry in an Electron-Beam Facility for Radiation Processing at Energies Between 300 KeV and 25 MeV, 2002.

[51] PELOWITZ, D. B., 2005, *MCNPXTM User's Manual*. Version 2.5.0. Los Alamos National Laboratory Report LA-CP-05-0369.

[52] McCONN JR, R. J., GESH, C. J., PAGH, RUCKER, R. A., WILLIAMS, R. G., 2011, *Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling*. 1st revision. Washington, Pacific Northwest National Laboratory.

[53] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR – CNEN, 2011. *Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica*. CNEN – NN – 3.01.

ANEXO 1

Neste anexo segue as tabelas e os gráficos com os resultados de espectros de raios X e do equivalente de dose ambiente para os blocos de alumínio, quartzo e plástico quando os detectores pontuais estão posicionados distantes do centro dos eixos em 25, 50 e 100 cm no sentido negativo de cada eixo.

Fluência normalizada de fótons no sentido negativo dos eixos x, y e z para o bloco de alumínio.

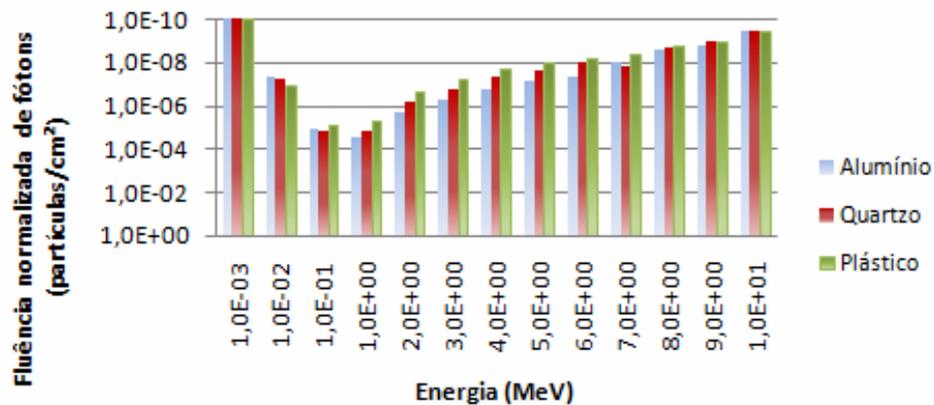
Bloco de Alumínio									
Fluência normalizada (partículas/cm²)									
Posições	Eixo x			Eixo y			Eixo z		
Energia (MeV)	-25 (cm)	-50 (cm)	-100 (cm)	-25 (cm)	-50 (cm)	-100 (cm)	-25 (cm)	-50 (cm)	-100 (cm)
1,0E-03	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
1,0E-02	4,91E-08	1,21E-08	2,97E-09	4,41E-08	1,16E-08	2,93E-09	2,61E-08	9,00E-09	5,30E-09
1,0E-01	1,21E-05	2,90E-06	7,05E-07	1,21E-05	2,87E-06	7,14E-07	6,88E-05	2,73E-05	9,15E-06
1,0E+00	2,68E-05	6,58E-06	1,62E-06	2,68E-05	6,53E-06	1,61E-06	3,00E-04	1,33E-04	4,93E-05
2,0E+00	1,83E-06	4,89E-07	1,20E-07	1,82E-06	4,76E-07	1,21E-07	8,12E-05	4,00E-05	1,56E-05
3,0E+00	5,48E-07	1,34E-07	3,29E-08	6,01E-07	1,51E-07	3,66E-08	3,86E-05	2,01E-05	8,13E-06
4,0E+00	1,64E-07	4,04E-08	1,02E-08	1,65E-07	3,89E-08	1,11E-08	2,26E-05	1,20E-05	4,95E-06
5,0E+00	6,65E-08	1,63E-08	3,38E-09	5,66E-08	1,78E-08	4,11E-09	1,43E-05	8,06E-06	3,29E-06
6,0E+00	4,16E-08	8,37E-09	1,65E-09	1,64E-08	5,13E-09	1,87E-09	9,00E-06	5,15E-06	2,19E-06
7,0E+00	9,70E-09	1,08E-09	2,12E-10	6,72E-09	1,26E-09	2,78E-10	5,49E-06	3,43E-06	1,55E-06
8,0E+00	2,67E-09	7,67E-10	9,44E-11	3,00E-09	4,30E-10	8,98E-11	3,14E-06	2,14E-06	9,94E-07
9,0E+00	1,59E-09	1,65E-10	2,79E-11	1,37E-09	1,33E-10	2,25E-11	1,36E-06	9,71E-07	4,99E-07
1,0E+01	3,67E-10	3,09E-11	4,42E-12	3,85E-10	2,99E-11	3,35E-12	2,39E-07	1,62E-07	1,14E-07

Fluência normalizada de fótons no sentido negativo dos eixos x, y e z para o bloco de quartzo.

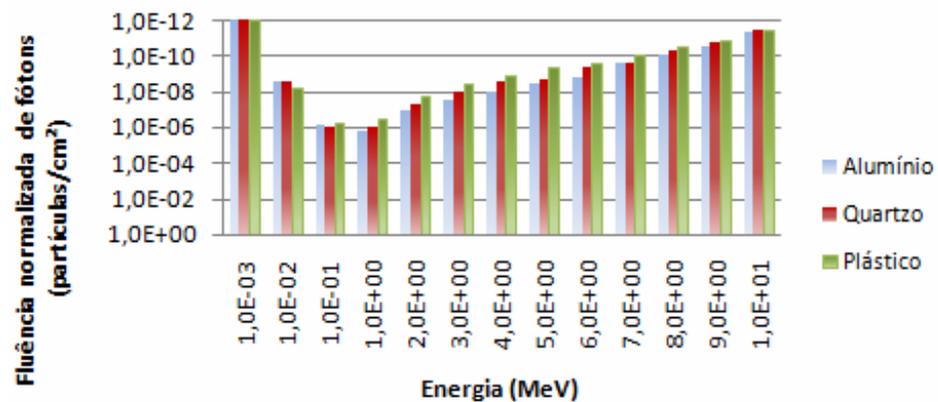
Bloco de Quartzo									
Fluência normalizada (partículas /cm²)									
Posição	Eixo x			Eixo y			Eixo z		
Energia (MeV)	-25 (cm)	-50 (cm)	-100 (cm)	-25 (cm)	-50 (cm)	-100 (cm)	-25 (cm)	-50 (cm)	-100 (cm)
1,0E-03	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
1,0E-02	6,08E-08	1,61E-08	2,92E-09	5,97E-08	1,47E-08	2,57E-09	2,02E-08	9,51E-09	3,87E-09
1,0E-01	1,49E-05	3,55E-06	8,63E-07	1,49E-05	3,54E-06	8,68E-07	1,04E-04	4,40E-05	1,55E-05
1,0E+00	1,57E-05	3,84E-06	9,42E-07	1,57E-05	3,88E-06	9,52E-07	2,39E-04	1,13E-04	4,36E-05
2,0E+00	7,04E-07	1,81E-07	4,51E-08	6,78E-07	1,77E-07	4,50E-08	6,35E-05	3,34E-05	1,36E-05
3,0E+00	1,64E-07	4,59E-08	1,09E-08	1,67E-07	4,46E-08	1,11E-08	3,04E-05	1,66E-05	7,06E-06
4,0E+00	4,57E-08	1,08E-08	2,81E-09	6,00E-08	1,55E-08	3,62E-09	1,69E-05	9,90E-06	4,25E-06
5,0E+00	2,45E-08	6,17E-09	1,85E-09	2,21E-08	5,61E-09	1,26E-09	1,02E-05	6,33E-06	2,80E-06
6,0E+00	9,42E-09	1,65E-09	4,09E-10	8,12E-09	4,08E-09	3,79E-10	6,50E-06	4,10E-06	1,83E-06
7,0E+00	1,37E-08	1,57E-09	2,40E-10	3,31E-09	4,17E-10	8,61E-11	4,01E-06	2,65E-06	1,24E-06
8,0E+00	1,94E-09	2,44E-10	4,30E-11	1,93E-09	2,27E-10	4,16E-11	2,09E-06	1,61E-06	7,93E-07
9,0E+00	1,05E-09	1,09E-10	1,61E-11	1,14E-09	1,10E-10	1,76E-11	9,39E-07	7,18E-07	4,09E-07
1,0E+01	3,80E-10	2,96E-11	3,57E-12	3,98E-10	3,12E-11	3,37E-12	1,45E-07	1,27E-07	8,92E-08

Fluência normalizada de fótons no sentido negativo dos eixos x, y e z para o bloco de plástico.

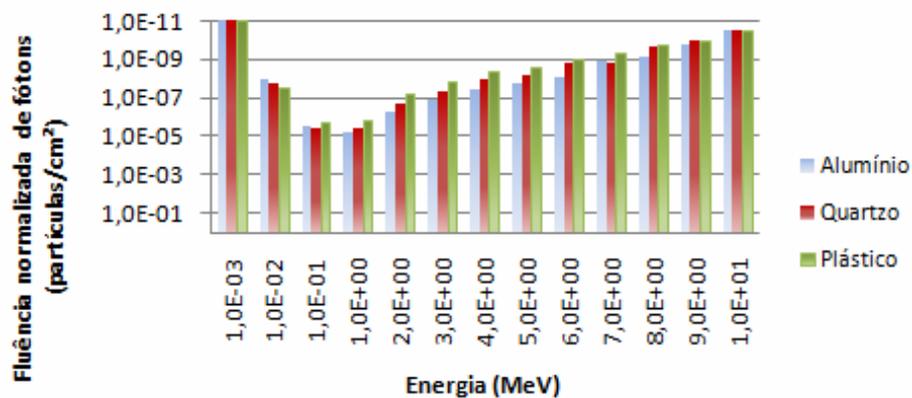
Bloco de Plástico									
Fluência normalizada (partículas/cm²)									
Posição	Eixo x			Eixo y			Eixo z		
Energia (MeV)	-25 (cm)	-50 (cm)	-100 (cm)	-25 (cm)	-50 (cm)	-100 (cm)	-25 (cm)	-50 (cm)	-100 (cm)
1,0E-03	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
1,0E-02	1,15E-07	2,79E-08	6,56E-09	1,08E-07	2,75E-08	5,63E-09	3,17E-06	9,05E-07	2,00E-07
1,0E-01	8,03E-06	2,02E-06	5,19E-07	7,99E-06	2,01E-06	5,19E-07	2,03E-04	1,00E-04	3,85E-05
1,0E+00	5,20E-06	1,35E-06	3,46E-07	5,22E-06	1,35E-06	3,61E-07	2,44E-04	1,32E-04	5,49E-05
2,0E+00	2,11E-07	6,08E-08	1,55E-08	2,20E-07	5,80E-08	1,50E-08	5,61E-05	3,26E-05	1,42E-05
3,0E+00	6,23E-08	1,50E-08	3,79E-09	6,03E-08	1,41E-08	4,06E-09	2,59E-05	1,54E-05	6,93E-06
4,0E+00	1,91E-08	4,37E-09	1,18E-09	2,19E-08	4,81E-09	1,29E-09	1,40E-05	8,83E-06	4,08E-06
5,0E+00	9,19E-09	2,21E-09	4,27E-10	9,13E-09	1,57E-09	4,27E-10	8,20E-06	5,53E-06	2,62E-06
6,0E+00	5,90E-09	9,95E-10	2,21E-10	5,19E-09	9,36E-10	1,73E-10	5,06E-06	3,49E-06	1,69E-06
7,0E+00	4,33E-09	4,20E-10	7,47E-11	2,74E-09	3,98E-10	8,36E-11	3,00E-06	2,17E-06	1,13E-06
8,0E+00	1,68E-09	1,83E-10	3,14E-11	2,42E-09	1,83E-10	3,00E-11	1,68E-06	1,31E-06	7,20E-07
9,0E+00	1,03E-09	9,61E-11	1,33E-11	1,06E-09	9,35E-11	1,33E-11	7,11E-07	5,71E-07	3,46E-07
1,0E+01	3,81E-10	2,94E-11	3,31E-12	3,89E-10	2,94E-11	3,39E-12	1,31E-07	1,06E-07	7,56E-08



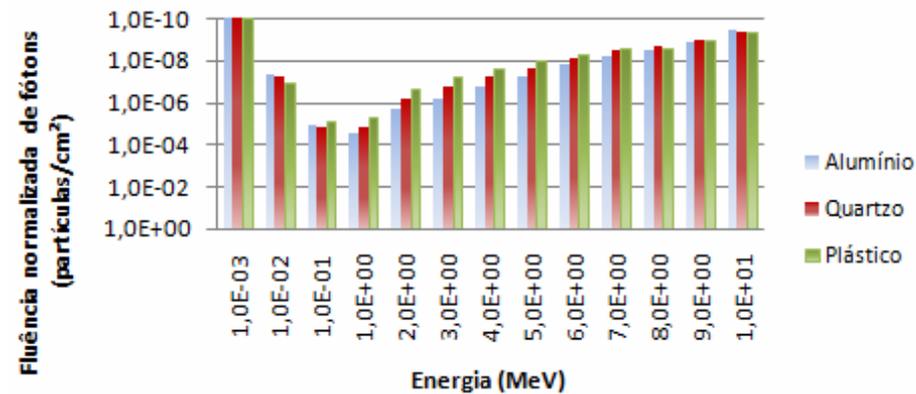
Fluência normalizada de fótons a -25 cm no eixo x.



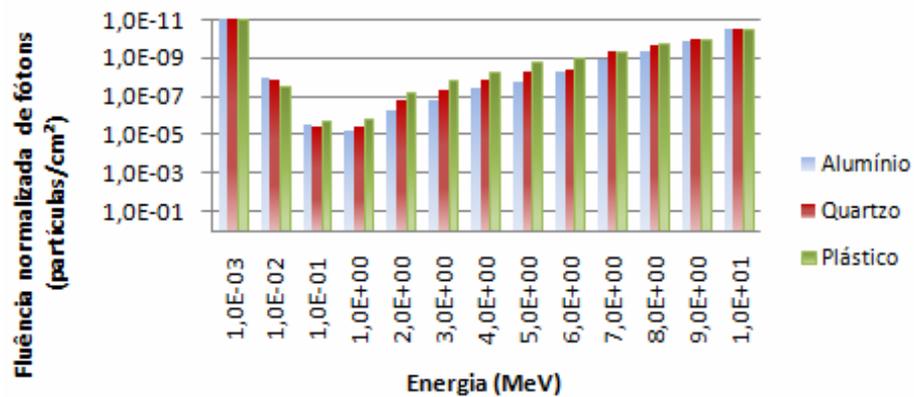
Fluência normalizada de fótons a -100 cm no eixo x



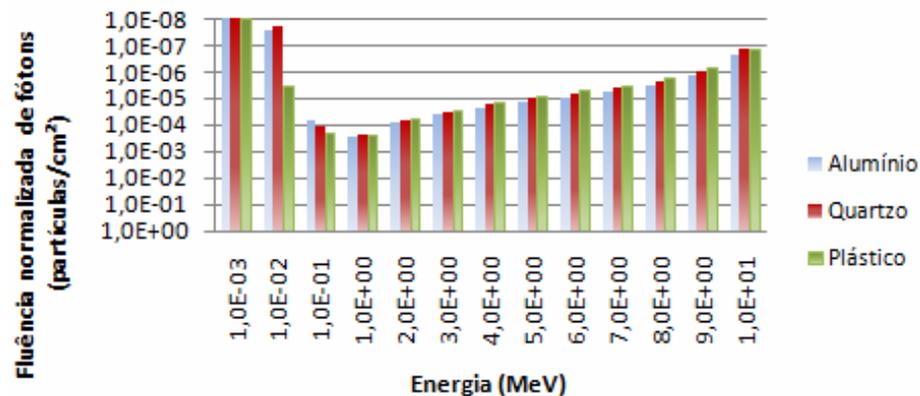
Fluência normalizada de fótons a -50 cm no eixo x



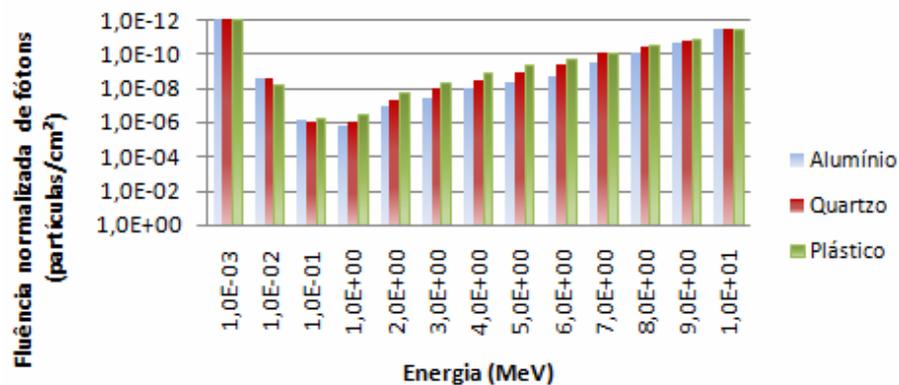
Fluência normalizada de fótons a -25 cm no eixo y



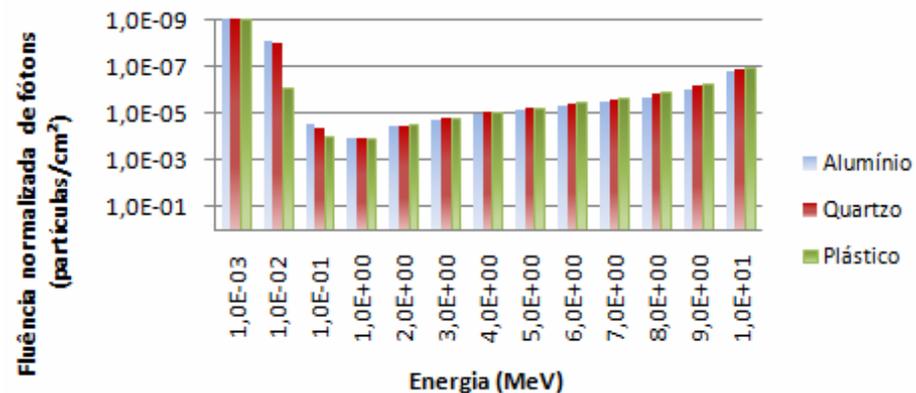
Fluência normalizada de fótons a -50 cm no eixo y.



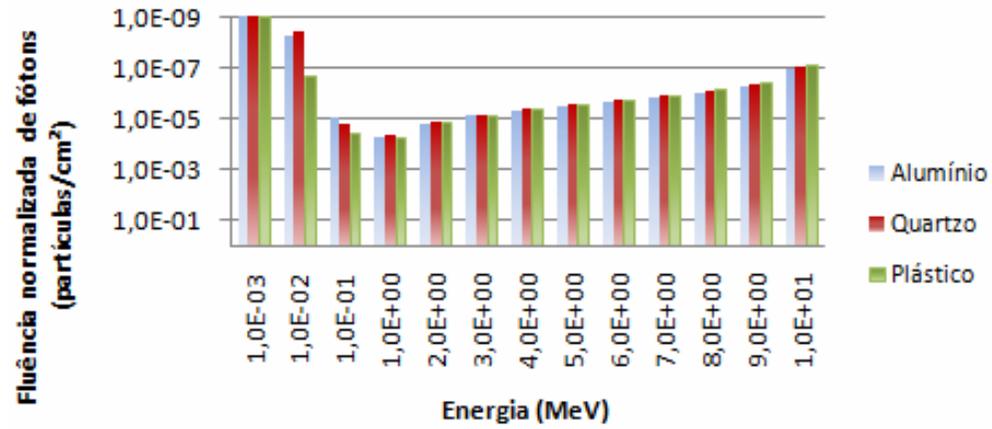
Fluência normalizada de fótons a -25 cm no eixo z.



Fluência normalizada de fótons a -100 cm no eixo y



Fluência normalizada de fótons a -50 cm no eixo z



Fluência normalizada de fótons a -100 cm no eixo z

Resultados do equivalente de dose ambiente devido à fótons em função das distâncias para os blocos de alumínio, quartzo e plástico.

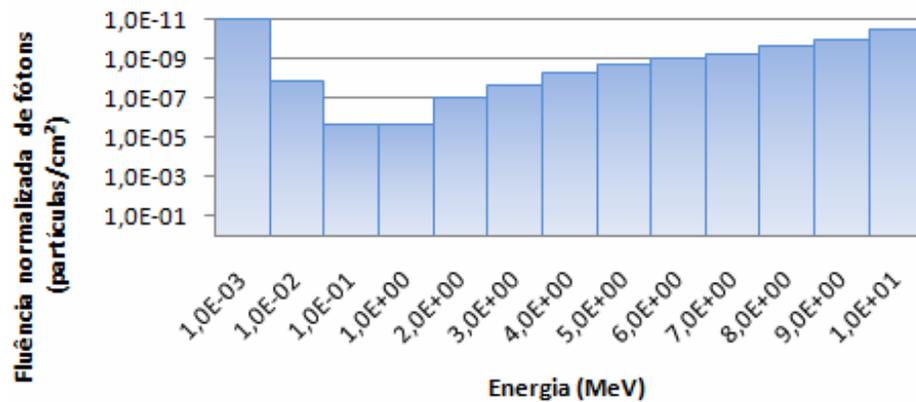
Posições (cm)		Bloco de Alumínio			Bloco de Quartzo			Bloco de Plástico		
		-25	-50	-100	-25	-50	-100	-25	-50	-100
H*(10) Eixo x	Resultados em mSv	545,98	136,50	33,46	423,47	105,49	26,16	140,77	36,41	9,29
H*(10) Eixo y		544,23	135,95	33,89	429,09	106,25	26,27	140,37	36,39	9,51
H*(10) Eixo z		16795,80	9482,18	3825,76	16629,2	8756,55	3592,82	14618,6	8487,75	3727,34

ANEXO 2

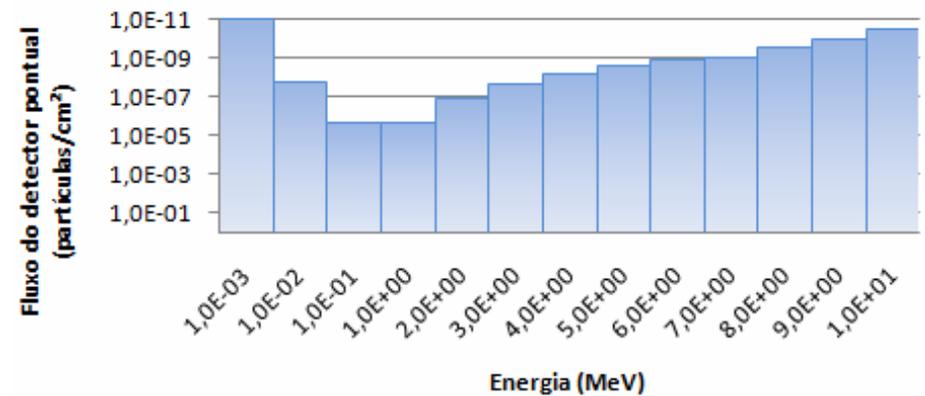
Neste anexo segue as tabelas e os gráficos com os resultados do espectro de raios X e do equivalente de dose ambiente durante o processo de irradiação de pedras de quartzo nos quais os detectores pontuais estão posicionados distantes do centro dos eixos em 50 e 100 cm no sentido negativo de cada eixo.

Fluência normalizada de fótons no sentido negativo dos eixos x, y e z durante o processo de irradiação de pedras de quartzo.

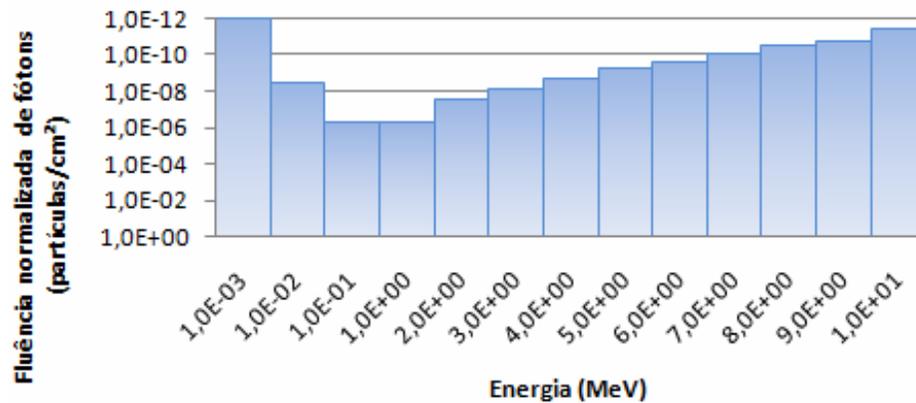
Fluência normalizada (partículas/cm²)						
Posição	Eixo x		Eixo y		Eixo z	
Energia (MeV)	-50 (cm)	-100 (cm)	-50 (cm)	-100 (cm)	-50 (cm)	-100 (cm)
1,0E-03	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00
1,0E-02	1,4E-08	2,9E-09	1,5E-08	3,2E-09	4,7E-08	1,4E-08
1,0E-01	1,9E-06	4,8E-07	1,9E-06	4,8E-07	2,1E-05	1,1E-05
1,0E+00	1,8E-06	4,5E-07	1,8E-06	4,5E-07	3,2E-05	1,9E-05
2,0E+00	8,9E-08	2,4E-08	9,9E-08	2,3E-08	6,9E-06	4,7E-06
3,0E+00	2,1E-08	6,2E-09	2,2E-08	6,7E-09	3,0E-06	2,2E-06
4,0E+00	4,9E-09	1,8E-09	6,6E-09	1,7E-09	1,6E-06	1,2E-06
5,0E+00	2,0E-09	5,5E-10	2,6E-09	6,2E-10	9,0E-07	7,5E-07
6,0E+00	8,2E-10	2,1E-10	1,2E-09	1,9E-10	5,7E-07	4,6E-07
7,0E+00	5,9E-10	7,7E-11	8,0E-10	6,4E-11	3,3E-07	2,9E-07
8,0E+00	2,0E-10	3,0E-11	2,9E-10	7,6E-11	1,6E-07	1,5E-07
9,0E+00	1,0E-10	1,6E-11	1,0E-10	1,3E-11	6,9E-08	6,4E-08
1,0E+01	3,3E-11	3,4E-12	3,3E-11	3,4E-12	1,2E-08	1,3E-08



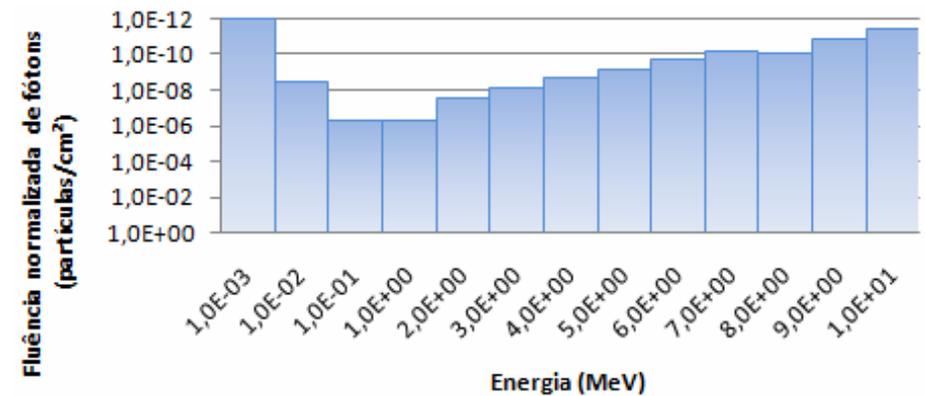
Fluência normalizada de fótons a 50 cm no sentido negativo do eixo x.



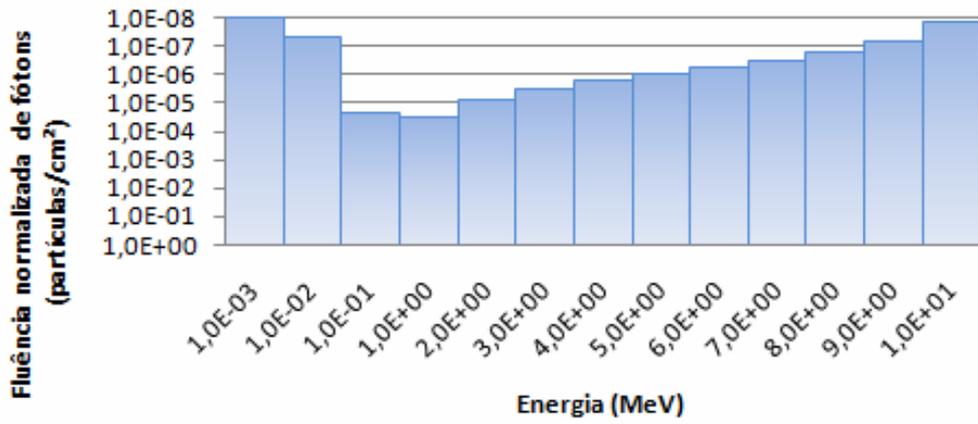
Fluência normalizada de fótons a 50 cm no sentido negativo do eixo y.



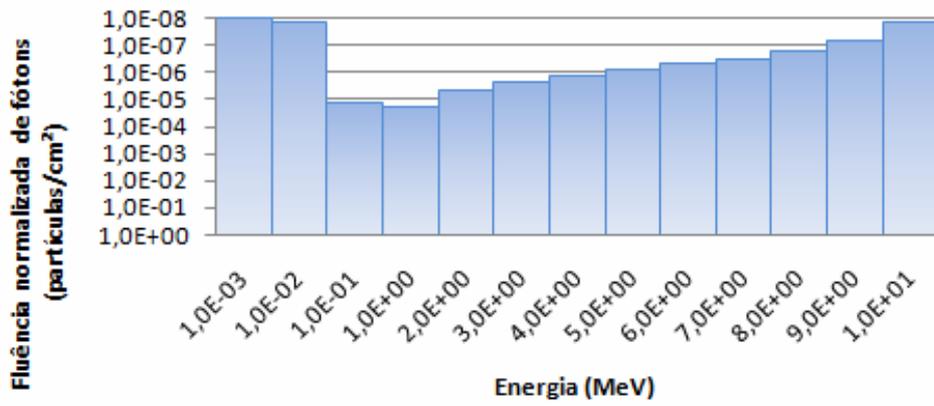
Fluência normalizada de fótons a 100 cm no sentido negativo do eixo x.



Fluência normalizada de fótons a 100 cm no sentido negativo do eixo y.



Fluência normalizada de fótons a 50 cm no sentido negativo do eixo z.



Fluência normalizada de fótons a 100 cm no sentido negativo do eixo z.

Resultados do equivalente de dose ambiente devido á fótons em função das distâncias para a caixa de aço inoxidável com cubos de quartzo.

Caixa de aço inoxidável contendo água e cubos de quartzo			
Posições (cm)		-50	-100
H*(10) Eixo x	Resultados em mSv	37,23	9,45
H*(10) Eixo y		37,85	9,47
H*(10) Eixo z		1572,95	1089,86