

**MINISTÉRIO DA DEFESA
EXÉRCITO BRASILEIRO
DEPARTAMENTO DE CIÊNCIA E TECNOLOGIA
INSTITUTO MILITAR DE ENGENHARIA
CURSO DE MESTRADO EM ENGENHARIA NUCLEAR**

GABRIELA LOPES CABRAL OLIVEIRA

**ANÁLISE DE DISTRIBUIÇÕES DE TAXA DE DOSE NO INTERIOR DE
AMOSTRAS TRATADAS NO IRRADIADOR DE PESQUISA DO CTE_x**

Rio de Janeiro

2014

INSTITUTO MILITAR DE ENGENHARIA

GABRIELA LOPES CABRAL OLIVEIRA

**ANÁLISE DE DISTRIBUIÇÕES DE TAXA DE DOSE NO INTERIOR DE
AMOSTRAS TRATADAS NO IRRADIADOR DE PESQUISA DO CTE_x**

Dissertação de Mestrado apresentada ao Curso de Mestrado em Engenharia Nuclear do Instituto Militar de Engenharia, como requisito parcial para a obtenção do título de Mestre em Ciências em Engenharia Nuclear.

Orientadores:

Prof. Wilson Freitas Rebello da Silva Junior - D.C.

Prof. Helio de Carvalho Vital - Ph.D.

Rio de Janeiro

2014

c2014

INSTITUTO MILITAR DE ENGENHARIA

Praça General Tibúrcio, 80 – Praia Vermelha

Rio de Janeiro – RJ CEP: 22290-270

Este exemplar é propriedade do Instituto Militar de Engenharia, que poderá incluí-lo em base de dados, armazenar em computador, microfilmear ou adotar qualquer forma de arquivamento.

É permitida a menção, reprodução parcial ou integral e a transmissão entre bibliotecas deste trabalho, sem modificação de seu texto, em qualquer meio que esteja ou venha a ser fixado, para pesquisa acadêmica, comentários e citações, desde que não tenha finalidade comercial e que seja feita a referência bibliográfica completa.

Os conceitos expressos neste trabalho são de responsabilidade do autor e do orientador.

539.2
O48a

Oliveira, Gabriela Lopes Cabral

Análise de distribuições de taxa de dose no interior de amostras tratadas no irradiador de pesquisa do CTEX / Gabriela Lopes Cabral Oliveira, orientada por Wilson Freitas Rebello da Silva Júnior e Hélio de Carvalho Vital – Rio de Janeiro: Instituto Militar de Engenharia, 2014.

? p.: il

Dissertação (mestrado) – Instituto Militar de Engenharia – Rio de Janeiro, 2014.

1. Engenharia nuclear – teses e dissertações. 2. Irradiação. 3. Taxa de dose. I. Silva Júnior, Wilson Freitas Rebello da . II. Vital, Helio de Carvalho. III. Título. IV. Instituto Militar de Engenharia.

CDD 539.2

INSTITUTO MILITAR DE ENGENHARIA

GABRIELA LOPES CABRAL OLIVEIRA

**ANÁLISE DE DISTRIBUIÇÕES DE TAXA DE DOSE NO INTERIOR DE
AMOSTRAS TRATADAS NO IRRADIADOR DE PESQUISA DO CTE_x**

Dissertação de Mestrado apresentada ao Curso de Mestrado em Engenharia Nuclear do Instituto Militar de Engenharia, como requisito parcial para a obtenção do título de Mestre em Ciências em Engenharia Nuclear.

Orientadores: Prof. Wilson Freitas Rebello da Silva Junior - D.C.
Prof. Helio de Carvalho Vital - Ph.D.

Aprovada em 04 de fevereiro de 2014 pela seguinte Banca Examinadora:

Prof. Wilson Freitas Rebello da Silva Junior – D.C.do IME – Presidente

Prof. Helio de Carvalho Vital – Ph.D do CTE_x

Prof. Sergio de Oliveira Vellozo – D.C. do IME

Prof. Edmilson Monteiro de Souza – D.C. da UEZO

Rio de Janeiro

2014

AGRADECIMENTOS

Primeiramente agradeço ao único Deus, o Senhor e Salvador Jesus Cristo, sem o qual não posso viver. Toda honra e toda glória sejam dadas a Ele.

Aos meus pais e irmãos que sempre estiveram ao lado quando mais precisei e sem os quais não saberia viver. Amo vocês com minha alma e coração.

Ao Instituto Militar de Engenharia pela honra concedida que foi cursar este mestrado em Engenharia Nuclear. Agradeço a todos os professores por compartilharem de seus conhecimentos comigo com tanta boa vontade.

Aos professores Wilson Freitas Rebello da Silva Junior e Helio de Carvalho Vital por todo o auxílio e dedicação. Tornaram-se amados amigos. Faltam palavras para expressar a gratidão que lhes tenho.

Ao professor Sergio de Oliveira Vellozo e Edmilson Monteiro de Souza pelo privilégio que me deram, aceitando compor a banca examinadora do presente trabalho.

Ao professor Ademir Xavier da Silva, pela confiança em nos conceder o Código Monte Carlo N-Particle eXtended (MCNPX), sem o qual não seria possível a realização deste trabalho.

Ao CAP QEM Renato Guedes Gomes, por me ensinar os primeiros passos com tanta paciência e dedicação tornando possível a realização do meu trabalho de dissertação.

Ao SD Pereira pela amizade e dedicação e por sempre estar disposto a me ajudar quando precisei.

Agradeço especialmente aquele amigo que Deus me deu, Luís Moreira, por todo o apoio e companhia nos momentos bons e também nos de dificuldade. Ganhei um irmão!

Finalmente agradeço a todos aqueles que contribuíram para a realização deste tão sonhado projeto.

SUMÁRIO

LISTA DE ILUSTRAÇÕES.....	07
LISTA DE TABELAS.....	09
LISTA DE ABREVIATURAS.....	10
1 INTRODUÇÃO.....	13
1.1 Objetivo.....	14
2 FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA.....	14
2.1 Interação da radiação ionizante com a matéria.....	14
2.1.1 Efeito Fotoelétrico.....	15
2.1.2 Efeito Compton.....	15
2.1.3 Produção de Pares.....	16
2.2 Processo de Irradiação e Instalações Irradiadoras.....	17
2.2.1 Irradiadores Gama.....	19
2.2.2 Classificação das Instalações Irradiadoras Gama.....	20
2.2.3 Irradiador gama de pesquisa do CTEEx.....	21
2.3 A Fonte de Césio-137.....	22
2.4 Dose absorvida.....	23
2.5 Mapeamentos Dosimétricos do Irradiador do CTEEx.....	24
2.6 O Método de Monte Carlo e o Transporte de Radiação.....	26
2.7 O Código MCNPx.....	27
2.8 Simulações com o MCNPx do Irradiador do CTEEx.....	30
3 METODOLOGIA.....	31
3.1 Modelagem computacional do Irradiador do CTEEx.....	31
3.2 Simulação da Distribuição da Taxa de Dose no Interior de Amostras de Diferentes Geometrias e Densidades.....	33
4 RESULTADOS E DISCUSSÕES.....	37
4.1 Resultados da Modelagem Computacional.....	38

5	CONCLUSÃO.....	47
6	REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS.....	48

LISTA DE ILUSTRAÇÕES

FIG. 2.1 Representação do efeito fotoelétrico	15
FIG. 2.2 Representação do efeito Compton	16
FIG. 2.3 Representação da produção de pares	17
FIG. 2.4 Esquema de um irradiador industrial de ^{60}Co (LEAL et al, 2004)	20
FIG. 2.5 Irradiador gama de pesquisa do CTE _x (GOMES, 2013)	20
FIG. 2.6 Esquema de decaimento do $^{137}\text{Césio}$	23
FIG. 2.7 Distribuição dosimétrica na câmara superior (em $Z = 1\text{ cm}$)	23
FIG. 2.8 Distribuição dosimétrica na câmara inferior (em $Z = 10,8\text{ cm}$)	25
FIG. 2.9 Distribuição dosimétrica na câmara inferior (em $Z = 19\text{ cm}$)	26
FIG. 2.10 Descrição do arquivo de entrada executado pelo MCNP _x	28
FIG. 2.11 Modelo computacional do irradiador do CTE _x	31
FIG. 3.1 Esquema de montagem da fonte de $^{137}\text{CsCl}$	32
FIG. 3.2 Representação da simulação da fonte de $^{137}\text{CsCl}$ (RUSIN, 2012)	33
FIG. 3.3 Modelagem da amostra em forma de cubo	35
FIG. 3.4 Modelagem da amostra em forma de cilindro	35
FIG. 3.5 Modelagem da amostra em forma de paralelepípedo	36

FIG. 3.6 Amostras cúbicas de maior e menor volume respectivamente	36
FIG. 3.7 Amostras cilíndricas de maior e menor volume respectivamente	37
FIG. 3.8 Amostras em forma de paralelepípedo de maior e menor volume respectivamente	37
FIG. 4.1 Distribuição da taxa de dose em paralelepípedos de ar	38
FIG. 4.2 Distribuição da taxa de dose em paralelepípedos de água	38
FIG. 4.3 Distribuição da taxa de dose em paralelepípedos de alumínio.....	39
FIG. 4.4 Distribuição da taxa de dose em cubos de ar	39
FIG. 4.5 Distribuição da taxa de dose em cubos de água	40
FIG. 4.6 Distribuição da taxa de dose em cubos de alumínio	40
FIG. 4.7 Distribuição da taxa de dose em cilindros de ar	41
FIG. 4.8 Distribuição da taxa de dose em cilindros de água	41
FIG. 4.9 Distribuição da taxa de dose em cilindros de alumínio	42

LISTA DE TABELAS

TAB. 2.1 Opções de saída de dados.....	30
TAB. 3.1 Composição e densidade dos materiais simulados	34
TAB. 4.1 Fatores de dose normalizados em paralelepípedos em função do volume e densidade	44
TAB. 4.2 Graus de atenuação do feixe gama em paralelepípedos de diferentes densidades e volumes	44
TAB. 4.3 Fatores de dose normalizados em cubos em função do volume e densidade	45
TAB. 4.4 Graus de atenuação do feixe gama em cubos de diferentes densidades e volumes	45
TAB. 4.5 Fatores de dose normalizados em cilindros em função do volume e densidade	46
TAB. 4.6 Graus de atenuação do feixe gama em cilindros de diferentes densidades e volumes	46

LISTA DE ABREVIATURAS

CNEN	-	Comissão Nacional de Energia Nuclear
CPE	-	Charge-Particle Equilibria
CTEx	-	Centro Tecnológico do Exército
IAEA	-	International Atomic Energy Agency
ICGFI	-	International Consultative Group on Food Irradiation
IME	-	Instituto Militar de Engenharia
IPE	-	Instituto de Projetos Especiais
LANL	-	Los Alamos National Laboratory
MCNP	-	Monte Carlo N-Particle
MCNPX	-	Monte Carlo N-Particle eXtended

RESUMO

O conhecimento acerca da distribuição da taxa de dose no interior de amostras irradiadas se faz necessário uma vez que se pretende executar o procedimento de irradiação de forma eficiente e confiável. Neste trabalho, a partir de um “laboratório virtual” do irradiador do CTE_x desenvolvido em trabalhos anteriores, foram simuladas amostras de diferentes dimensões, densidades e formatos para cálculo da taxa de dose média utilizando o código de Monte Carlo, Monte Carlo N-Particle eXtended (MCNP_x). Por meio dos resultados obtidos neste trabalho, será possível compreender como a taxa de dose é depositada no interior dos materiais, variando à medida que se irradia amostras de diferentes volumes e densidades. A análise dos resultados foi realizada com base em comparações entre as taxas de dose médias em amostras de ar, água e alumínio. Foram também determinados fatores para correção da atenuação do feixe primário no interior das próprias amostras. Esta análise é relevante pois permitirá o cálculo do tempo de exposição das amostras à fonte de radiação com mais precisão e eficiência.

ABSTRACT

Knowing the dose rate distributions within irradiated samples is necessary in order to ensure the efficiency and reliability of irradiation procedures. In this work a virtual laboratory of the CTE_x irradiating facility, developed in previous works, was employed to simulate samples of different shapes, sizes and densities for calculation of doses and their distribution within samples. The Monte Carlo N - Particle eXtended (MCNPX) Code was used for the task. By comparing the dose rate data calculated for air with those calculated for water and aluminum samples, correction factors for the attenuation of the primary beam within the samples themselves were determined. The calculations yielded a better understanding of the dose rate distributions inside irradiated samples as they vary with shape, volume and density. Such analysis is important as it will allow a more precise calculation of the mean dose and exposure time of the samples.

1 INTRODUÇÃO

A tecnologia de irradiação, que consiste em expor controladamente um material à radiação ionizante, pode ser utilizada com diversas finalidades, como por exemplo: Melhorar as características do material, conservar, esterilizar, descontaminar, podendo ser aplicada também a alimentos.

Esta tecnologia quando aplicada aos alimentos é capaz de eliminar larvas de insetos, parasitas, fungos e bactérias presentes nos alimentos e ainda permite o retardamento de alguns processos fisiológicos como o brotamento e o amadurecimento, prevenindo doenças, aumentando a vida útil do alimento e diminuindo as perdas. Quando aplicada aos materiais, a irradiação pode aperfeiçoar suas características, como no caso dos semicondutores e esterilizar, como no caso de materiais médico-hospitalares.

A irradiação de materiais é de importância bastante relevante, pois é uma técnica não destrutiva capaz de preservar e aperfeiçoar ao máximo as características dos materiais.

O maior irradiador de pesquisa em operação no Brasil encontra-se no centro tecnológico do exército (CTEx) e possui fonte de céscio-137 com atividade de 40 kCi e portas blindadas móveis, é do tipo cavidade blindada, e inclui duas câmaras de irradiação com volume útil total de cem litros onde a taxa de dose máxima (na superfície da região central) é de 1,5 kGy/h.

O irradiador do CTEx constitui o único ambiente gama de altas doses mapeado dosimetricamente com precisão do Exército Brasileiro e tem sido de grande importância para pesquisas relativas ao aperfeiçoamento de materiais e em aplicações em defesa química (degradação de agentes tóxicos), biológica (descontaminação ou esterilização) e nuclear (teste sob doses maciças de radiação).

O tempo necessário de exposição à fonte de radiação para que as amostras recebam a dose desejada é denominado “tempo de exposição”. O tempo de exposição é pré-determinado por um programa utilizado pela Seção de Defesa Nuclear do CTEx que foi desenvolvido em 1996 e atualizado para considerar o segundo mapeamento dosimétrico do irradiador realizado em 2000.

Para cálculo da taxa de dose média, o programa determina o decaimento da fonte, além da forma, densidade e altura das amostras, levando em conta o gradiente vertical de dose (amostras mais espessas absorvem doses médias menores devido à maior distância do centro delas ao plano da fonte), efeito que se soma ao da atenuação do feixe gama primário no interior da própria amostra (auto-atenuação).

Entretanto, as correlações para cálculo da atenuação e do gradiente vertical de dose precisam ser aperfeiçoadas, pois podem estar acarretando discrepâncias significativas no tempo de exposição, quando são irradiadas amostras maiores, com maior densidade e volume. Além disso, o programa é capaz de informar somente a taxa de dose média e o tempo de exposição necessário para se atingir a dose média desejada, não permitindo a análise da distribuição da taxa de dose no interior das amostras.

O código computacional Monte Carlo N-Particle (MCNPx) simula o transporte de radiação e conseqüentemente o ambiente radioativo do sistema simulado, permitindo calcular tanto a dose média recebida durante a irradiação, quanto a distribuição de dose, possibilitando investigar-se o efeito de heterogeneidades no interior de amostras de diferentes configurações.

Um laboratório virtual que simula o ambiente radioativo no interior do irradiador gama de pesquisa do CTE_x foi desenvolvido por RUSIN (2011) e aperfeiçoado por GOMES (2012) utilizando o código MCNPx. Esta ferramenta, de alto valor científico, permite investigar os efeitos de atenuação e espalhamento dos feixes de radiação gama primário e aqueles de ordens superiores sobre as distribuições de taxa de dose devido à presença de diferentes estruturas no interior do irradiador do CTE_x.

1.1 OBJETIVO

Gerar uma biblioteca de dados que possibilite o aperfeiçoamento do programa atualmente em uso para estimar o tempo de exposição de amostras no interior do irradiador gama de pesquisa do CTE_x com base no mapeamento dosimétrico do irradiador realizado em 2000, além dos fatores a serem determinados nas simulações do MCNPx para correção da atenuação nas próprias amostras (auto-atenuação) e interpolação da distribuição vertical da taxa de dose.

2 FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA

2.1 INTERAÇÃO DA RADIAÇÃO IONIZANTE COM A MATÉRIA

A radiação gama interage com a matéria de forma significativamente diferente das partículas alfa e beta. A diferença é óbvia devido ao maior poder de penetração dos raios gama, que assim como os raios-x, mostram a absorção exponencial característica na matéria e não tem alcance definido como observa-se para partículas carregadas (KAPLAN, 1952).

Os principais modos de interação da radiação gama com a matéria são o efeito fotoelétrico, o efeito Compton e a produção de pares que serão detalhados a seguir.

2.1.1 EFEITO FOTOELÉTRICO

O efeito fotoelétrico é caracterizado pela total transferência da energia da radiação gama a um único elétron orbital, que é ejetado com energia cinética E_c bem definida e descrita pela seguinte equação:

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

Onde h é a constante de Planck, ν é frequência da radiação e E_b é a energia de ligação do elétron orbital (TAUHATA, 2006). É condição para ocorrência do efeito fotoelétrico $h\nu > E_b$, ou seja, a energia da radiação gama incidente deverá ser maior que a energia de ligação do elétron orbital. O efeito fotoelétrico encontra-se ilustrado na Figura 2.1.

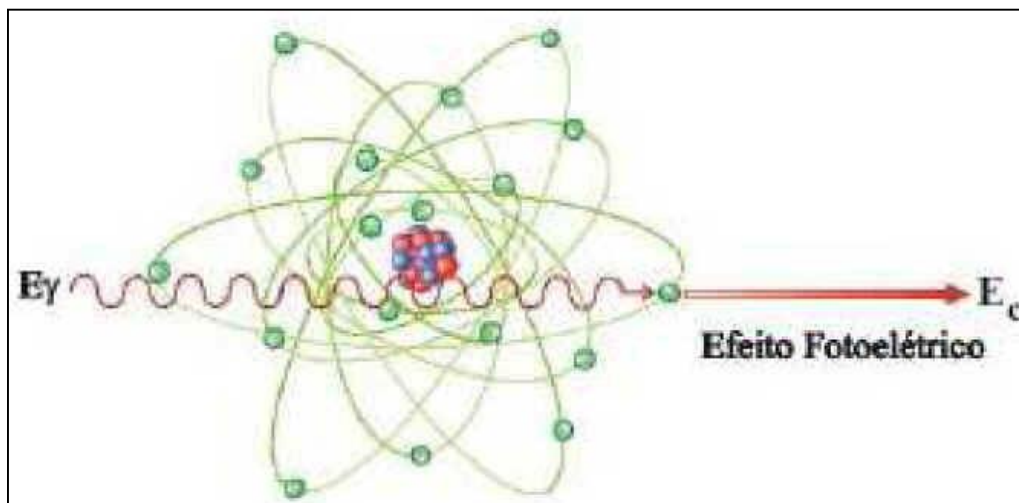


FIG. 2.1: Representação do efeito fotoelétrico.

2.1.2 EFEITO COMPTON

O efeito Compton ou espalhamento Compton ocorre quando o fóton é espalhado por um elétron de baixa energia de ligação transferindo apenas parte de sua energia ao elétron e o restante da energia é espalhada em outra direção continuando o percurso. O efeito Compton pode ser descrito pela equação 1:

$$\lambda' - \lambda = \frac{h}{m_e c} (1 - \cos \theta). \quad (2.2)$$

Onde m_e é a massa de repouso do elétron, h é a constante de Planck, λ é o comprimento de onda da radiação incidente, λ' é o comprimento de onda da radiação após a interação com a matéria e c é a velocidade da luz (TAUHATA, 2006). Uma representação do efeito Compton encontra-se na figura 2.2.

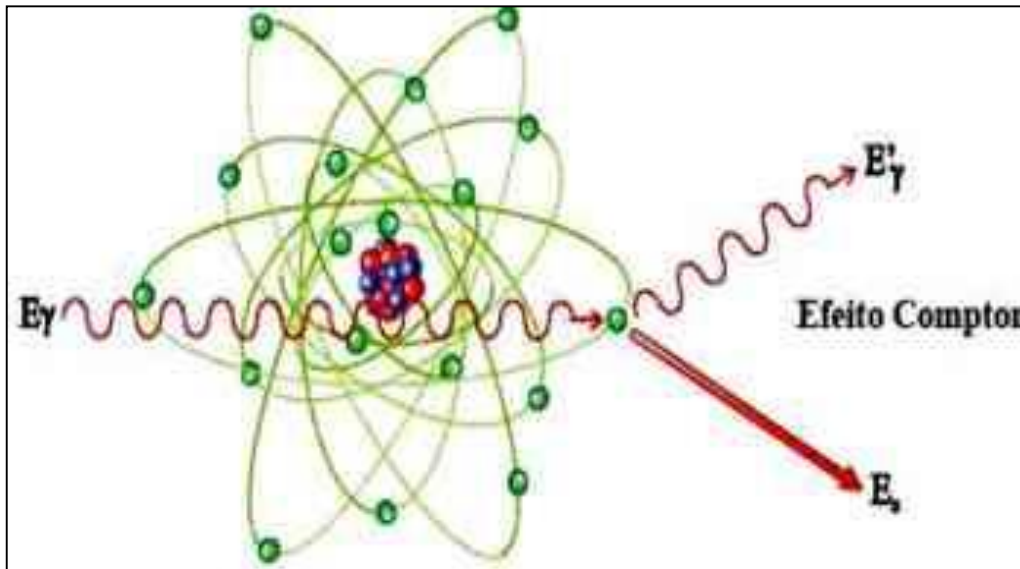


FIG. 2.2: Representação do efeito Compton.

2.1.3 PRODUÇÃO DE PARES

A produção de um par elétron-pósitron é uma das formas predominantes de absorção da radiação eletromagnética de alta energia. A ocorrência desse efeito se dá quando um fóton de energia superior a 1,022 MeV se aproxima de núcleos de alto número atômico interagindo com o forte campo elétrico do núcleo. Na produção de pares, ilustrada na figura 2.3, a radiação desaparece e dá origem a um elétron (0,511 MeV) e um pósitron (0,511 MeV) (ATTIX, 1986), (TAUHATA, 2006).

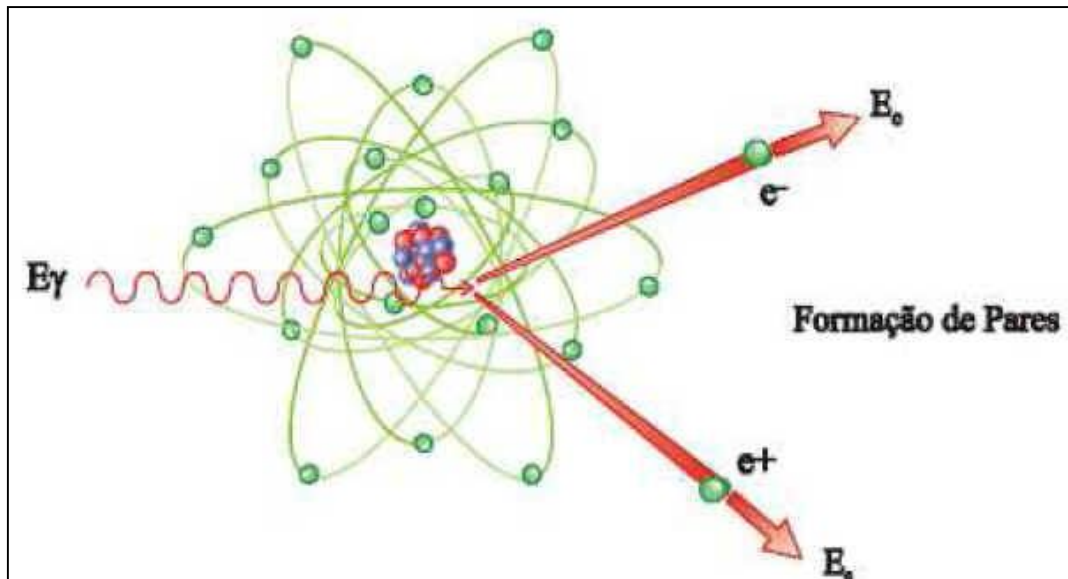


FIG. 2.3: Representação da produção de pares.

2.2 PROCESSO DE IRRADIAÇÃO E INSTALAÇÕES IRRADIADORAS

Como já dito anteriormente o processo de irradiação pode ser aplicado tanto aos materiais quanto aos alimentos. Dentre as vantagens da utilização da irradiação está o fato deste tratamento praticamente não provocar aumento de temperatura no produto e também que os produtos podem ser irradiados já em suas embalagens evitando recontaminação e re-infestação (FARKAS, 2006).

Esta técnica utilizada em materiais possui aplicação em diversas áreas e vem sendo utilizada com as seguintes finalidades:

- Esterilização (materiais médico-hospitalares, fraldas, dietas especiais, solo, etc);
- Descontaminação (especiarias, rações animais, alimentos crus etc);
- Aumento da validade (desinfestação de grãos, retardo do amadurecimento de frutas, inibição de brotamento (bulbos, raízes) e melhoria da qualidade higiênica (carne);
- Aperfeiçoamento ou mudança de características de materiais (aumento de resistência de pneus, cabos e materiais poliméricos e escurecimento de pedras semi-preciosas)
- Restauração de objetos artísticos;
- Gamagrafia (Inspeção de dutos, chapas, placas, equipamentos);

No que diz respeito à irradiação de alimentos, sabe-se que as primeiras patentes foram requeridas em 1905 nos Estados Unidos e Inglaterra com a finalidade de descontaminar

alimentos eliminando bactérias presentes nos mesmos. Somente no início da década de 1920 que pesquisadores alemães propuseram os primeiros tratamentos com irradiação em alimentos objetivando a descontaminação. Já em meados da década de 50, na Alemanha, ocorreu o primeiro uso comercial de produtos irradiados utilizando-se um acelerador de elétrons (DIEHL, 2002).

Para efetuar a irradiação de alimentos, estes, já embalados ou a granel, são submetidos à doses controladas de radiação ionizante, com finalidade sanitária, fitossanitária e/ou tecnológica. Vale ressaltar que os alimentos só podem ser tratados por irradiação em instalações licenciadas pela autoridade competente estadual ou municipal ou do Distrito Federal mediante expedição de Alvará Sanitário, após autorização da CNEN e cadastramento no órgão competente do Ministério da Saúde (ANVISA, 2001).

É importante retratar que no processo de irradiação os efeitos nos alimentos são mínimos, porém, nos microrganismos geralmente são devastadores e a dose de radiação ionizante aplicada é que determinará os efeitos no processamento dos alimentos. Os alimentos são irradiados usualmente com faixas de dose que vão de 50 Gy a 10 kGy, dependendo do objetivo do processo. Doses de radiação consideradas baixas (até 1 kGy) são utilizadas geralmente para atrasar a produção ou tornar estéreis os insetos, reduzindo assim a infestação em alimentos frescos. A utilização de doses de irradiação (até 10 kGy) tem por finalidade pasteurizar os alimentos e prolongar suas vidas. Já o uso de altas doses (acima de 10 kGy) é indicado para esterilizar os alimentos (SHEA, 2000).

De acordo com a legislação nacional há limites de energia a serem utilizados na irradiação de alimentos, permitindo assim o uso das seguintes radiações:

- a) Raios X gerados com energia máxima de 5 MeV;
- b) Feixe de elétrons produzidos por aceleradores de elétrons com energia máxima de 10 MeV;
- c) Raios γ gerados por fontes de ^{137}Cs ou ^{60}Co (HERNANDES, 2003).

Segundo dados divulgados em 2001 pela ANVISA a legislação atual para irradiação de alimentos é considerada uma das mais avançadas do mundo por adotar as recomendações mais recentes do Grupo Consultivo Internacional para a Irradiação de Alimentos (ICGFI).

De acordo com a legislação nacional:

“Qualquer alimento poderá ser tratado com radiação desde que sejam observadas as seguintes condições: a) A dose mínima absorvida deve ser suficiente para alcançar a finalidade pretendida;

b) A dose máxima absorvida deve ser inferior àquela que comprometeria as propriedades funcionais e ou os atributos sensoriais do alimento”.

A irradiação também oferece benefícios a agricultura quando aplicada em fertilizantes, insumos e outros compostos, aumentando a concentração de determinado composto em um produto permitindo acompanhar a distribuição de nutrientes nas plantas, o que favorece o aprimoramento da produção (TEIXEIRA, 2002).

2.2.1 IRRADIADORES GAMA

O processo de irradiação, que foi descrito anteriormente como um processo físico que consiste na exposição controlada de um material à radiação ionizante, é realizada em instalações especiais denominadas irradiadores. Os irradiadores são utilizados para irradiar materiais com fins comerciais ou de pesquisa de maneira controlada, segura e eficiente (ICGFI, 1999).

Os irradiadores gama (ilustrado na figura 2.4) utilizados para fins comerciais geralmente utilizam fontes de Cobalto-60 ao invés de Césio-137. A seguir mostram-se algumas características que demonstram vantagens das fontes Co-60 sobre as de Cs-137 (HERNANDES, 2003):

a) O Cobalto-60 não se dissolve em água oferecendo assim menos risco de contaminação ao meio ambiente;

b) Tratando-se das duas fontes com mesma atividade, o Cobalto-60 fornece a mesma dose em um tempo sete vezes menor.

Esquema de um irradiador industrial:

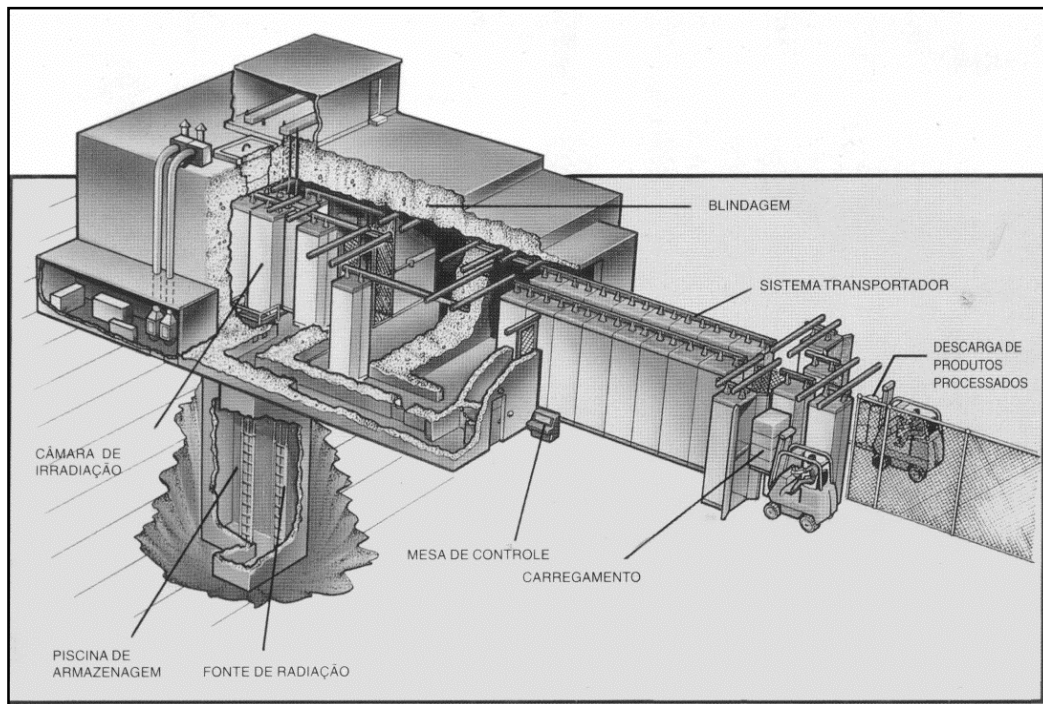


FIG. 2.4: Esquema de um irradiador industrial de ^{60}Co (Leal et al., 2004).

2.2.2 CLASSIFICAÇÃO DAS INSTALAÇÕES IRRADIADORAS GAMA

O órgão responsável por licenciar e fiscalizar os irradiadores no Brasil é a Comissão Nacional de Energia Nuclear (BRASIL, 2001), que classifica os irradiadores gama que utilizam fontes seladas como grupos I, II, III e IV e os que utilizam fontes não seladas como grupos IV, V, VI, VII e VIII (CNEN, 1998). Segue abaixo a classificação detalhada de acordo com a CNEN:

Grupo I: São instalações que utilizam fontes seladas de grande porte em processos industriais induzidos por radiação, incluindo os irradiadores de grande porte utilizados para esterilização de materiais, para preservação de alimentos ou para outras aplicações da irradiação;

Grupo II: Instalações que utilizam fontes seladas em equipamentos utilizados em radioterapia ou radiografia industrial.

Grupo III: São instalações que utilizam fontes seladas com outras finalidades diferentes das pertencentes aos grupos I e II.

Grupo IV, V e VI: Instalações onde são utilizados, manipulados ou armazenados radionuclídeos.

Grupo VII: Instalações que utilizam radionuclídeos como traçadores, exceto para uso médico.

Grupo VIII: São instalações que utilizam equipamentos ou dispositivos com fontes não seladas incorporadas, incluindo-se os casos em que são somente operadas, sem acesso à fonte propriamente dita.

A Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) também disponibiliza uma classificação para os irradiadores gama em categorias I, II, III e IV (IAEA, 1992) que estão explícitas abaixo.

Categoria I: É um irradiador que apresenta fonte completamente fechada em um recipiente seco construído de materiais sólidos e todo tempo está protegida. Neste tipo de instalação o acesso de pessoas à fonte selada e ao volume útil submetido à radiação é fisicamente impossível em função de sua configuração.

Categoria II: São irradiadores com acesso controlado de pessoas e a fonte selada é colocada em um recipiente seco construído de materiais sólidos e totalmente protegida quando não está em uso por um sistema de segurança e intertravamento.

Categoria III: Neste tipo de irradiador a fonte selada é armazenada em uma piscina cheia de água, protegendo-a durante todo o tempo. O acesso de pessoas à fonte selada e ao volume útil submetido à radiação é fisicamente restrito pelo projeto de construção.

Categoria IV: O irradiador desta categoria possui acesso de pessoas controlado, fonte selada armazenada em uma piscina cheia de água, totalmente protegida quando não está em uso e exposta dentro de um volume de irradiação também inacessível quando em operação.

2.2.3 IRRADIADOR GAMA DE PESQUISA DO CTEX

O Centro de Tecnologia do Exército (CTEx) tem desenvolvido pesquisas em irradiação utilizando o maior irradiador com fonte de Césio-137 em operação no Brasil. Este irradiador foi projetado e construído em 1969 e é do tipo cavidade blindada com portas móveis e pesa 19 toneladas incluindo a blindagem de chumbo da fonte de Césio-137. Possui duas câmaras de irradiação, com 20 cm de altura e dimensões horizontais de 68 cm x 137 cm, localizadas acima e abaixo do plano da fonte, sendo o volume útil total de 100 litros (RUSIN, 2012) (Figura 2.5). A fonte de Césio é constituída de 28 placas de cloreto de Césio-137 duplamente encapsulado (OLTMANN, 1969).

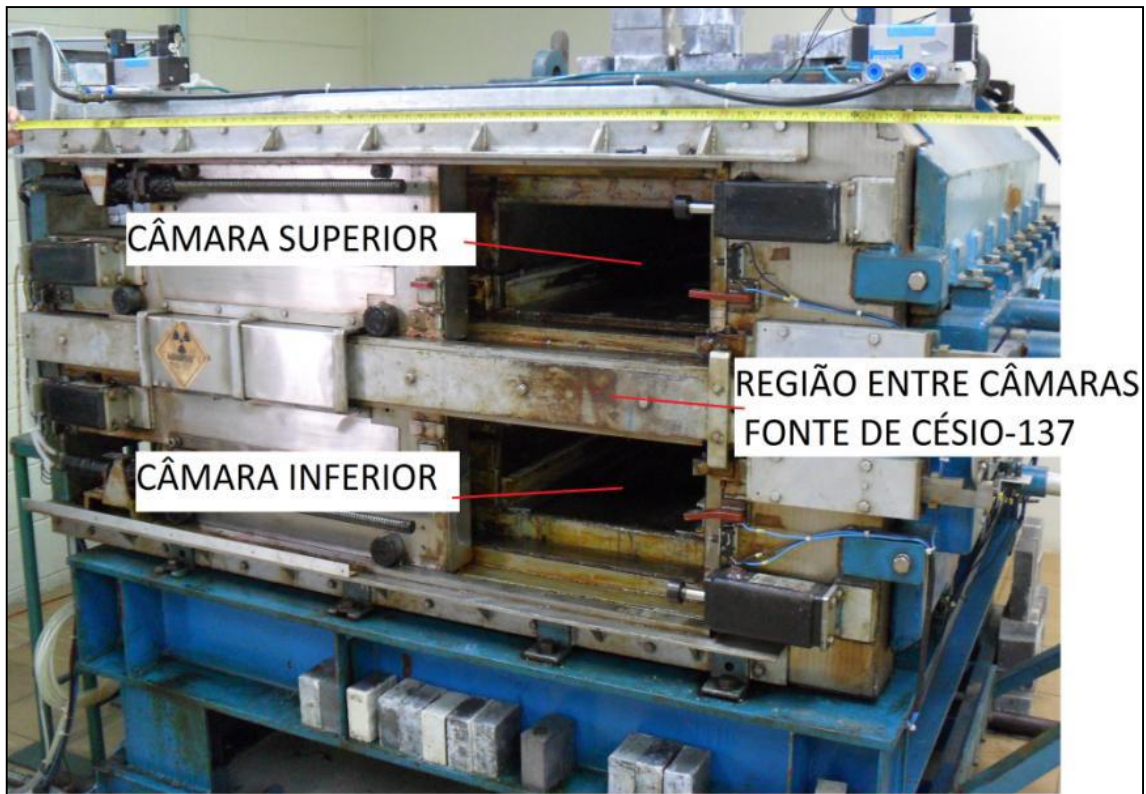


FIG. 2.5: Irradiador gama de pesquisa do CTE_x (GOMES, 2013).

No Irradiador do CTE_x são observados durante a irradiação o efeito fotoelétrico e o efeito Compton. Já a formação de pares não ocorre devido a fonte de Césio-137 emitir em seu decaimento um gama com energia de 0,661 MeV, ou seja, menor que os 1,022 Mev necessários para que ocorra a produção de pares.

De acordo com a classificação das instalações radioativas disponibilizado pela CNEN conclui-se que o Irradiador do CTE_x é classificado como do grupo III, Já pela AIEA, classificado como do grupo I.

2.3 A FONTE DE CÉSIO-137

O Césio-137, radionuclídeo artificial resultado da fissão nuclear do Urânio-238 e Plutônio-239, é um átomo instável com meia-vida relativamente alta de 30,2 anos que decai por emissão beta (β^-) para o Bário-137 metaestável que possui meia-vida de 2,55 minutos. Geralmente (probabilidade de 90% de ocorrência) o estado fundamental é alcançado por meio de emissão de um raio gama de 662 KeV mas também pode ser atingido por emissão de um elétron de conversão (probabilidade de 10% ocorrência) (RUSIN, 2012) (ANDRELLO, A.C. et al). O esquema de decaimento do Césio-137 está descrito na figura 2.6.

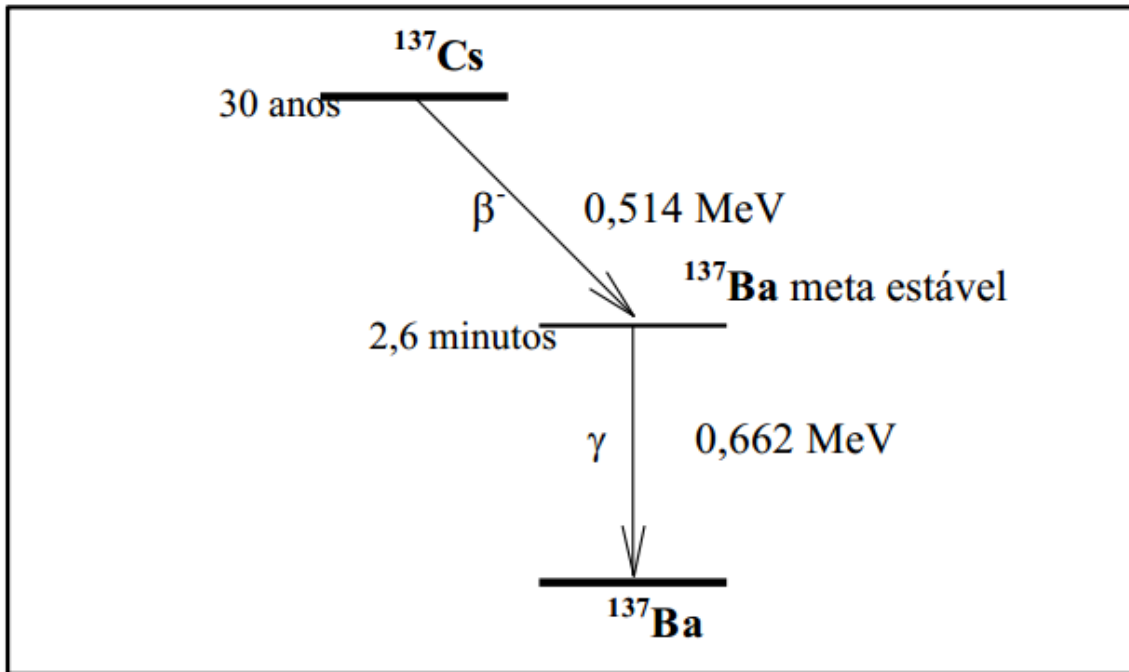


FIG. 2.6: Esquema de decaimento do Césio-137.

2.4 DOSE ABSORVIDA

Um dos efeitos da interação da radiação com a matéria é a transferência de energia, que nem sempre é absorvida devido à variedade de modos de interação e à natureza do material. Uma quantidade de energia transferida pode ser captada no processo de excitação atômica ou perdida por radiação freamento, neste caso, os fótons podem escapar do material (TAUHATA, 2006).

A quantidade de energia depositada no material por unidade de massa é conhecida como dose absorvida (ATTIX, 1986) e varia de acordo com o tipo de radiação, assim como de sua energia, do tempo de exposição e da disposição geométrica da fonte (KNOLL, 1989).

A relação que descreve a dose absorvida num ponto de interesse P é dada pela Equação 2.3:

$$D = d\varepsilon/dm \quad (2.3)$$

Onde $d\varepsilon$ é a energia média depositada pela radiação no ponto P de interesse num meio material de massa dm .

Atualmente a dose média é expressa em gray (Gy) ou Joules por quilograma (J/Kg) mas o rad também pode ser usado como unidade embora tenha caído em desuso. Uma relação simplificada entre estas unidades é dada pela Equação 2.4:

$$1 \text{ Gy} = 1 \text{ J/Kg} = 102 \text{ rad} \quad (2.4)$$

2.5 MAPEAMENTOS DOSIMÉTRICOS DO IRRADIADOR DO CTEX

O mapeamento dosimétrico do irradiador tem por objetivo caracterizá-lo em função da magnitude, distribuição e reprodutibilidade da dose fornecida pela fonte radioativa (CALVO, 2005). Por meio de um estudo do mapeamento de dose do irradiador gama do IPE (IGIPE) é possível identificar as zonas de doses mínimas e máximas em um padrão especificado. De posse da informação é possível então selecionar os locais de monitoração para o processamento de rotina. Para realizar o mapeamento é necessário distribuir dosímetros por todo o volume a ser analisado para assim medir as doses mínimas e máximas (RUSIN, 2012).

Em 1996 foi realizado no irradiador do CTEX um mapeamento dosimétrico com dosímetros Fricke (Sulfato Ferroso Amoniacal), é um dosímetro de referência baseado na oxidação de íons ferrosos a íons férricos pela ação da radiação ionizante (CAVINATO, 2006).

Um outro mapeamento dosimétrico foi efetuado em 2000, desta vez utilizando dosímetros cérico-cerosos de alta precisão. Os resultados indicaram que o IGIPE foi projetado de forma a fornecer taxas de dose com boa uniformidade, compatível com irradiadores de pesquisa. Sendo assim, as dimensões das câmaras, trilhos e gavetas de irradiação estão otimizadas para fornecer uma distribuição de dose tão uniforme quanto possível. Uma concordância melhor que $\pm 3\%$ foi verificada entre as taxas de dose medidas com dosímetros Fricke no primeiro mapeamento e as obtidas neste trabalho (VITAL, 2000).

As Figuras 2.7, 2.8 e 2.9 mostram as distribuições da taxa de dose em 16 de fevereiro de 2000, medidas a diferentes distâncias verticais da fonte: $z = 1,0$ cm (câmara superior), $z = 10,8$ cm (câmara inferior) e $z = 19,0$ cm (câmara inferior).

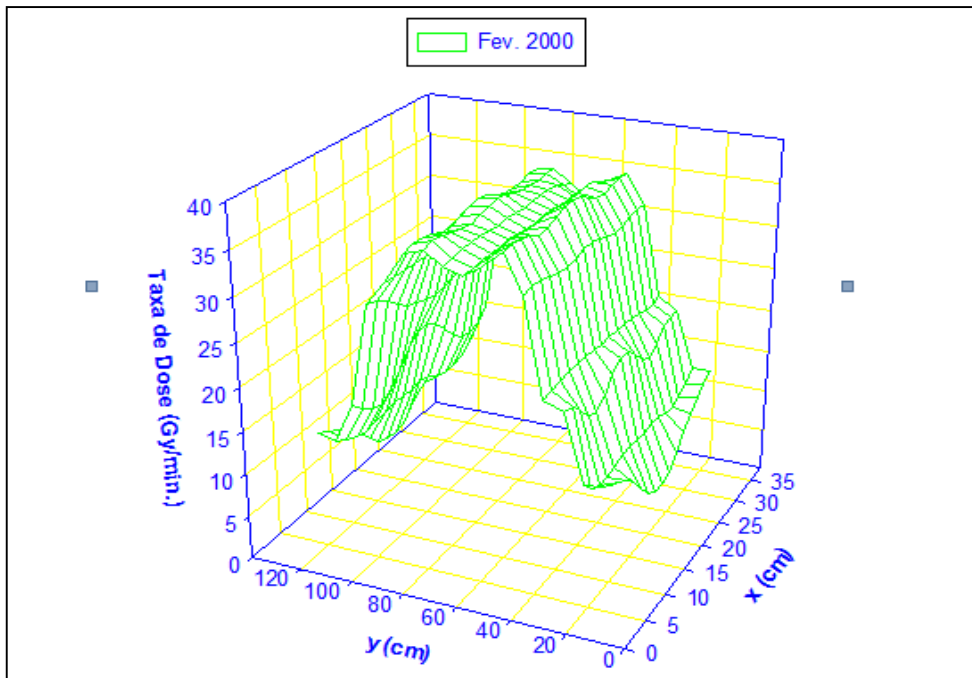


FIG. 2.7: Distribuição dosimétrica (Câmara superior) em $Z = 1$ cm
(VITAL, H. C. 2000).

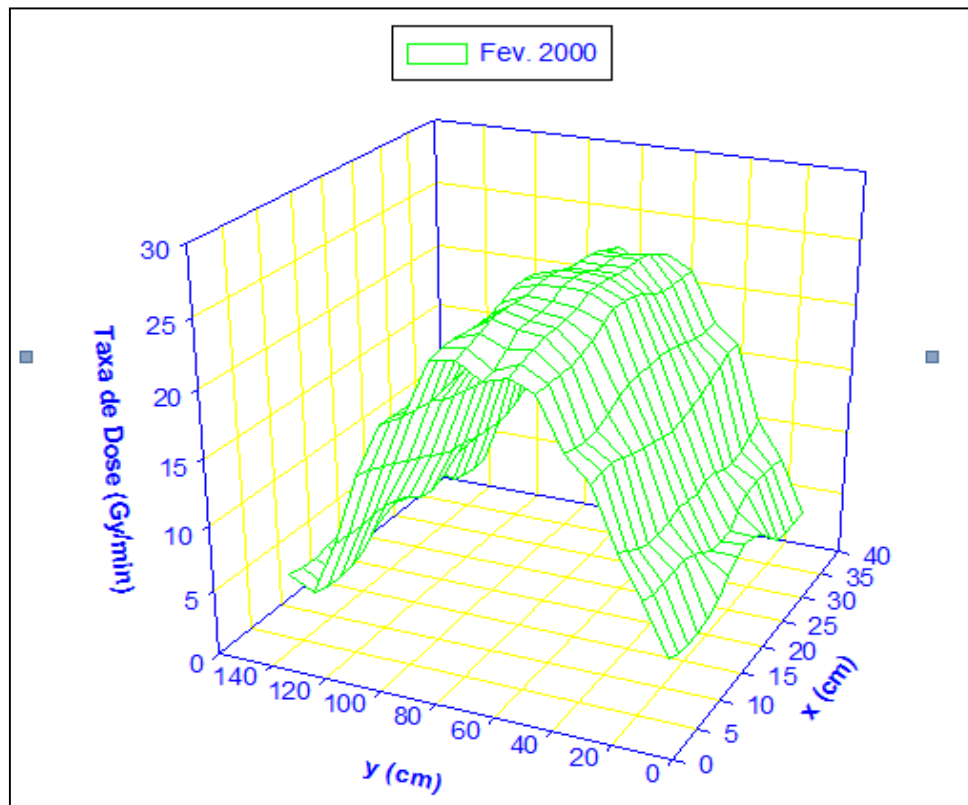


FIG.2.8: Distribuição Dosimétrica (câmara inferior) em $z = 10,8$ cm
(VITAL, H. C. 2000).

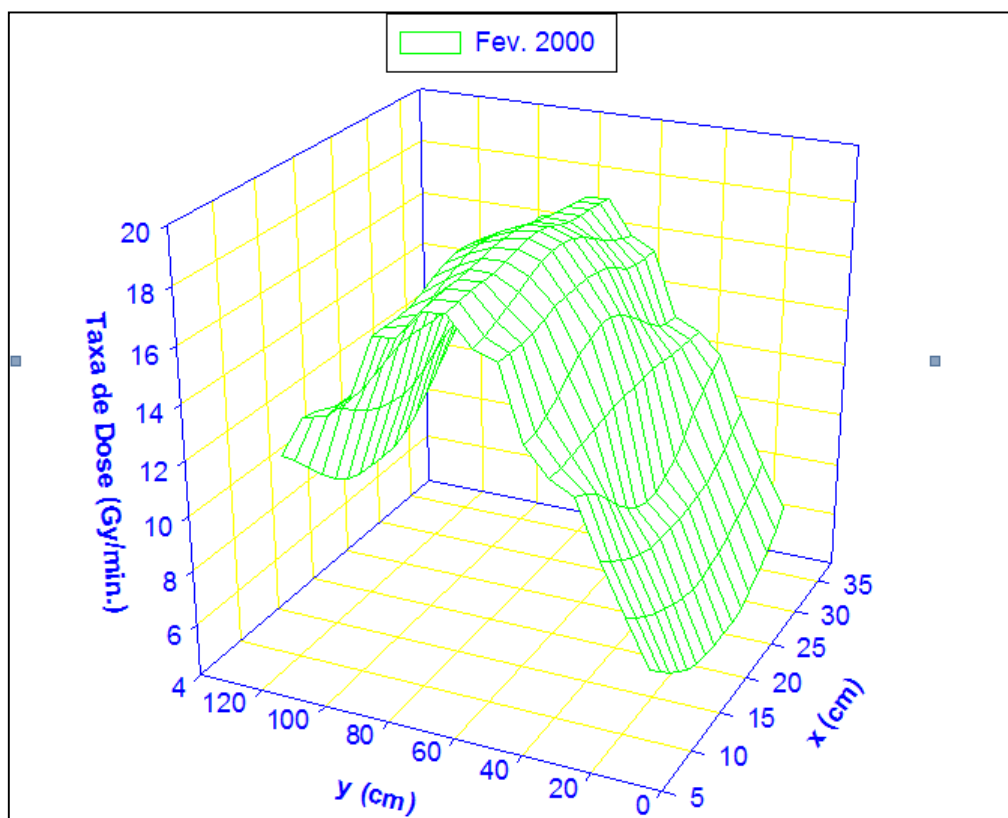


FIG. 2.9: Distribuição Dosimétrica (câmara inferior) em $z = 19,0$ cm
(VITAL, H. C. 2000).

O modelo computacional a ser desenvolvido neste trabalho será baseado experimentalmente nas distribuições de dose medidas no irradiador do CTEEx.

2.6 O MÉTODO DE MONTE CARLO E O TRANSPORTE DE RADIAÇÃO

O Método de Monte Carlo (MC) pode ser definido como um método estatístico, que utiliza seqüência de números aleatórios para a realização de uma simulação. O método Monte Carlo já era conhecido há séculos, mas começou a ser utilizado efetivamente, somente nas últimas décadas. O nome “Monte Carlo” foi denominado por Metropolis, inspirado no interesse que o pesquisador Ulam tinha por poker durante o projeto Manhattan na segunda guerra mundial, devido à similaridade da simulação estatística de jogos de azar e por causa da capital de Mônaco conhecido como a capital mundial dos jogos de azar (YORIYAZ, 2010).

A característica essencial do método de MC é o uso de técnicas de amostragem para se chegar à solução do problema físico. O Método de Monte Carlo é um método estocástico, ou

seja, é um método de simulação baseado nas leis de probabilidade e estatística para caracterizar um processo físico ou fenômeno, que por sua vez utiliza uma seqüência de números aleatórios para realizar a simulação (YORIYAZ, 2010).

No transporte de partículas a técnica de Monte Carlo é elevadamente realista, cada uma das muitas radiações geradas pela fonte é seguida desde a sua criação até sua fuga do volume de controle ou energia limiar final (PELOWITZ, 2005).

Em termos de transporte de radiação, o processo estocástico pode ser visto como uma família de partículas cujas coordenadas de cada partícula individual mudam aleatoriamente em cada colisão. O comportamento médio destas partículas é descrito em termos de grandezas macroscópicas como fluxo ou densidade de partículas. O valor esperado destas grandezas corresponde à solução determinística da equação de Boltzman (que rege o fenômeno de transporte de radiação). Grandezas específicas como energia depositada ou dose são derivadas destas grandezas (YORIYAZ, 2010).

2.7 O CÓDIGO MCNPX

O MCNP (Monte Carlo N-particle) é um código de transporte de radiação, baseado no método de Monte Carlo que foi desenvolvido em Los Alamos National Laboratory (EUA). Este código computacional é um dos mais usados no mundo na área de transporte de radiação, simulando o transporte de nêutrons, fótons, elétrons, prótons, dêuterons, partículas alfa, entre outros (X-5 MONTE CARLO TEAM, 2003).

Devido a sua capacidade de tratar geometrias complexas, simular a interação de diversos tipos de radiação com a matéria, calcular fluxos e energias depositadas e a variedade de opções de dados de entrada, o MCNP tornou-se uma poderosa ferramenta para a engenharia nuclear, física médica, proteção radiológica, modelagem de instalações, detectores e blindagem da radiação (RUSIN, 2012); (JÚNIOR, 2007).

Uma estrutura do arquivo de entrada do MCNP e o detalhamento das mesmas (JÚNIOR, 2007) é demonstrado a seguir:

O arquivo de entrada (INP) deve possuir uma estrutura, descrita abaixo pela figura 2.10, para que seja executado pelo MCNP:

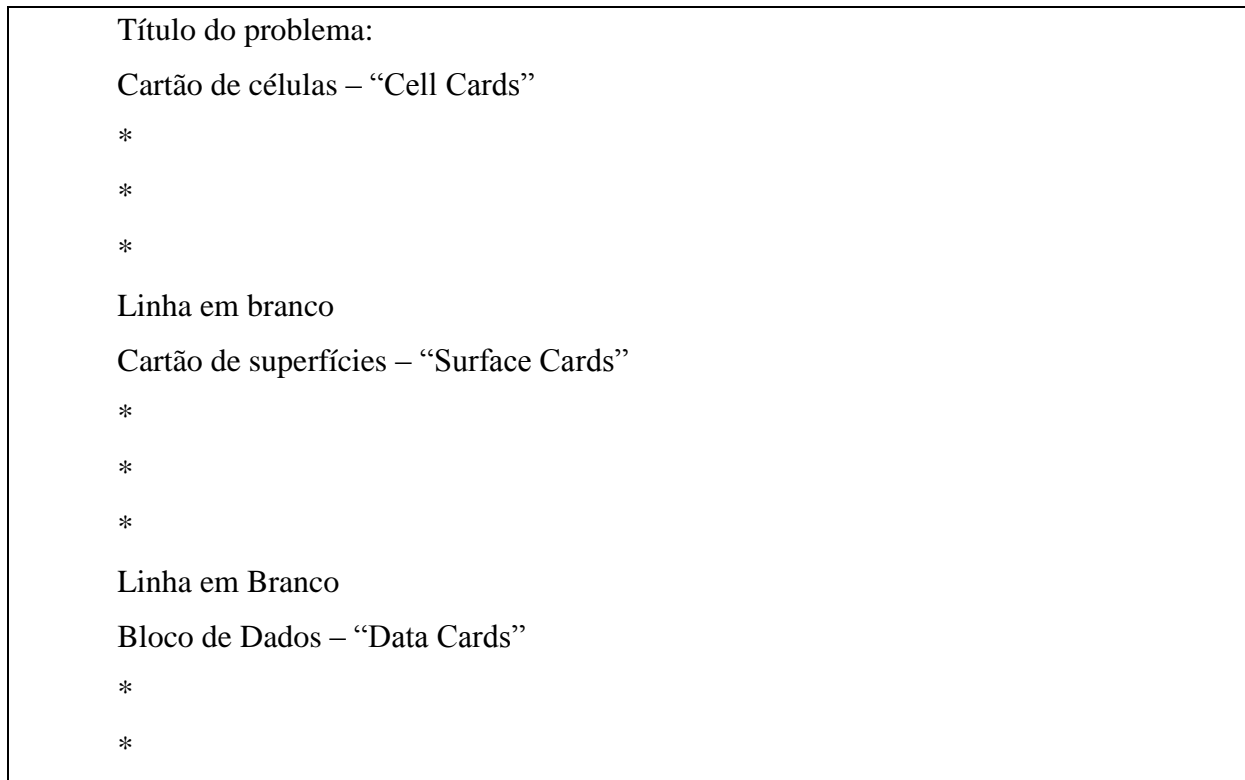


FIG. 2.10: Descrição do arquivo de entrada executado pelo MCNPx.

Segue abaixo o detalhamento de cada item que compõem o INP do MCNPx:

Título

A primeira linha do INP serve para fazer uma breve descrição do problema que será simulado.

Cartão de Células

No cartão de célula é construída a geometria do problema que pode ser representada por planos, esferas, cubos e demais formas geométricas. A combinação das regiões é feita por meio de operadores booleanos como interseções e uniões. No cartão de células também são representados os materiais que compõem a geometria do problema.

Cartão de superfícies

No cartão de superfícies são selecionadas as formas geométricas a serem utilizadas na representação geométrica do problema; para isto, são usados caracteres mnemônicos, ou seja,

letras ou palavras para designar instruções de operação, o que determina o tipo de superfície e em seguida os coeficientes da equação da superfície selecionada.

Cartão de dados

No cartão de dados descreve-se a parte física do problema. Geralmente esta entrada de dados é composta pelos seguintes itens:

Tipo de Radiação – MODE Card: Neste item é feita a seleção do tipo de radiação (ou radiações) que será simulada. As possibilidades dos tipos de radiação a serem selecionados são:

MODE:

N: Apenas o transporte de nêutrons;

N, P: Transporte de nêutrons e fótons;

P: Apenas o transporte de fótons;

E: Apenas o transporte de elétrons;

P, E: Transporte de fótons e elétrons;

N, P, E: Transporte de nêutrons, fótons e elétrons.

No MCNP também pode-se definir o intervalo de energia para cada tipo de partícula. Os intervalos de energia possíveis são:

Nêutrons: 10 – 11 MeV à 20 MeV;

Fótons: 1 keV à 100 GeV;

Elétrons: 1 keV à 1 GeV;

IMP Card

É o mnemônico utilizado para definir a importância da partícula que é utilizada no MCNP para:

- (a) finalizar a história de uma partícula. Para $IMP = 0$ não haverá simulação para o transporte da partícula.
- (b) separar as regiões geométricas de maior importância das de menor importância.

Detalhamento da fonte

A fonte pode ser descrita de diversas formas no MCNP, mas há características comuns, como por exemplo: posição da fonte, energia, tipo de partícula entre outros.

Tipo de grandeza a ser calculada na simulação TALLY Card

No comando TALLY fica definido a forma como o usuário deseja que sejam escritos os dados de saída ao final da execução. As opções de saída de dados estão listadas de acordo com o mnemônico correspondente na TAB 2.1.

TAB. 2.1: Opções de saída de dados

Mnemônico	Descrição
F1:N, F1:P ou F1:E	Corrente integrada sobre uma superfície
F2:N, F2:P ou F2:E	Fluxo médio sobre uma superfície
F4:N, F4:P ou F4:E	Fluxo médio sobre uma célula
F5:N ou F5:P	Fluxo em um ponto
F6:N, F6:P ou F6:E	Energia depositada em uma célula
F7:N	Deposição de energia média de fissão de uma célula
F8:E ou F8:P,E	Distribuição de pulsos de energia criados em um detector
*F8	Deposição de carga MeV

2.8 SIMULAÇÕES COM O MCNPX DO IRRADIADOR DO CTEX

Um modelo computacional do irradiador do CTE_x (“laboratório virtual”) foi desenvolvido por Rusin (2012) (Figura 2.12) a fim de possibilitar o cálculo das distribuições 3D do fluxo e da taxa de dose gama no interior das câmaras de irradiação. Foram investigadas regiões de interesse como, por exemplo, as próximas às portas e aos canais experimentais. As distribuições das taxas de dose no interior de amostras com diferentes características também foram investigadas.

A modelagem computacional do irradiador no MCNP_x foi iniciada a partir das definições geométricas do equipamento que é composto basicamente por uma espessa camada de chumbo revestida por aço AISI 304. Logo após, foram simuladas as fontes de Cs ¹³⁷ Cl (E = 0,661 MeV) que são formadas por 28 placas planas, duplamente encapsuladas com aço, dispostas horizontalmente e divididas em dois conjuntos de 14 placas. As informações necessárias para a definição geométrica do irradiador foram retiradas do manual do equipamento descrito por

Oltmann (1969) e medições *in loco*. Rusin (2012) realizou o mapeamento dosimétrico virtual com dosímetros esféricos de água (1 cm de diâmetro) corrigindo a atividade da fonte para o dia da dosimetria experimental (16/02/2000). A distribuição das taxas de dose obtidas na modelagem mostrou coerência com os resultados experimentais com maiores taxas de dose no centro da câmara de irradiação.

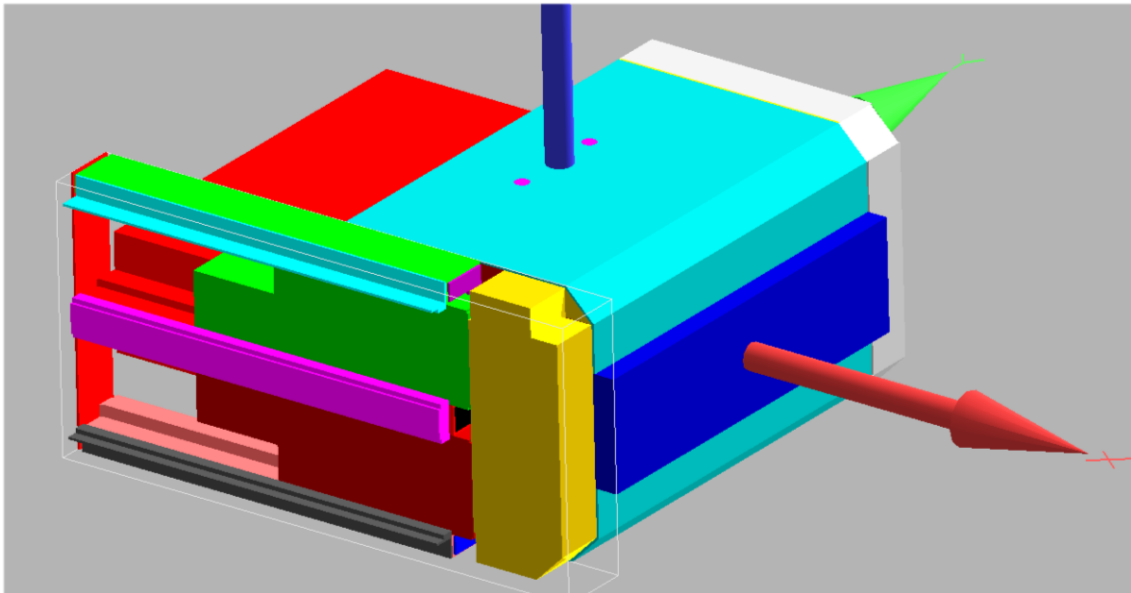


FIG. 2.11: Modelo computacional do irradiador do CTEX.

A partir do “laboratório virtual” desenvolvido por Rusin (2012), foi realizado um aperfeiçoamento do mesmo por Gomes (2013) com simulações que reduziram à metade, de 80% para 40%, as discrepâncias máximas entre as taxas de dose calculadas e medidas, o que possibilitou um maior conhecimento do ambiente gama do irradiador. Estas pesquisas viabilizam e tornam relevantes à continuidade deste estudo para pesquisa de situações ainda não exploradas.

3 METODOLOGIA

Neste tópico será feita uma apresentação dos métodos utilizados para realizar este estudo.

3.1 MODELAGEM COMPUTACIONAL DO IRRADIADOR DO CTEX

A modelagem computacional utilizada para realização desta pesquisa foi baseada na simulação do irradiador desenvolvida por Rusin (2012), que efetuou o levantamento das

medidas e posições das peças que compõem o irradiador e da fonte por meio de medidas realizadas e de informações contidas no manual do irradiador (OLTMANN, 1969).

A fonte radioativa de CsCl encontra-se posicionada entre as duas câmaras de irradiação e é formada por dois conjuntos, sendo que cada um deles inclui 14 elementos semelhantes a placas duplamente encapsuladas em aço inoxidável, equidistantes e dispostas em paralelo, contendo cloreto de cério-137 (OLTMANN, 1969) (GOMES, 2013) (Figura 3.1).

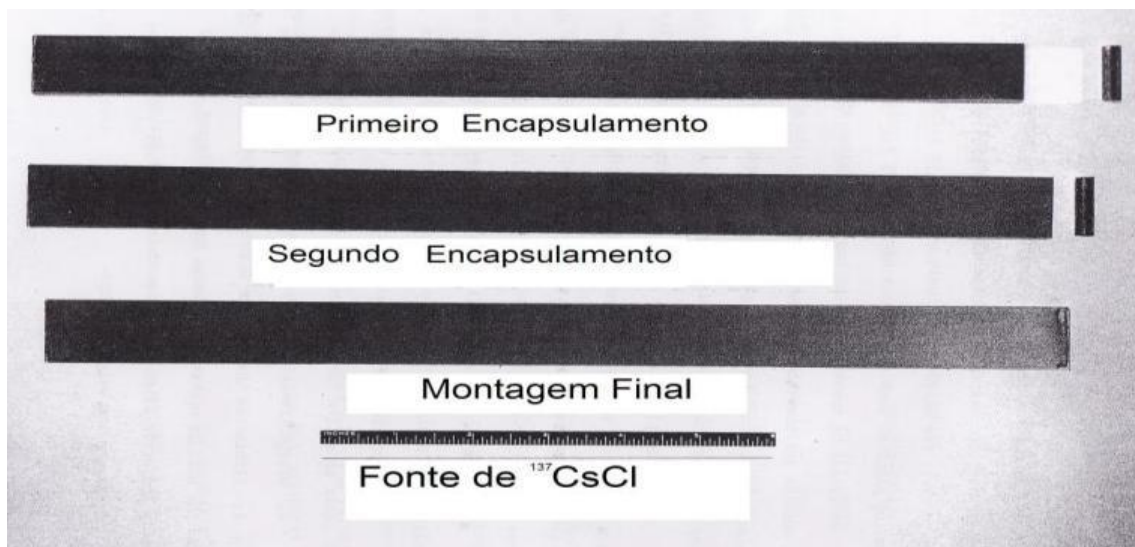


FIG. 3.1: Esquema de montagem da fonte de $^{137}\text{CsCl}$ (OLTMANN, 1969).

A modelagem computacional desenvolvida por Rusin (2012) só foi iniciada após a obtenção das medidas e posições dos elementos que formam o irradiador do CTE_x. As definições geométricas do equipamento foram então especificadas e sua estrutura simulada como basicamente formada por uma camada de chumbo revestida de aço AISI 304.

Já as fontes de $^{137}\text{CsCl}$ foram simuladas como 28 placas planas (fonte planar) posicionadas entre as câmaras de irradiação possuindo a mesma distância entre ambas, sendo assim, emitindo fótons para as duas câmaras de irradiação (Figura 3.2). A fonte foi modelada na forma de pequenos paralelepípedos ordenados ao longo de seu volume gerando um total de 111 paralelepípedos por placa. No centro desses paralelepípedos foi definida uma fonte pontual gama com energia de 0,661 MeV. As fontes pontuais distavam 0,85 centímetros umas das outras e o total de fontes pontuais foi de 3108 fontes pontuais.

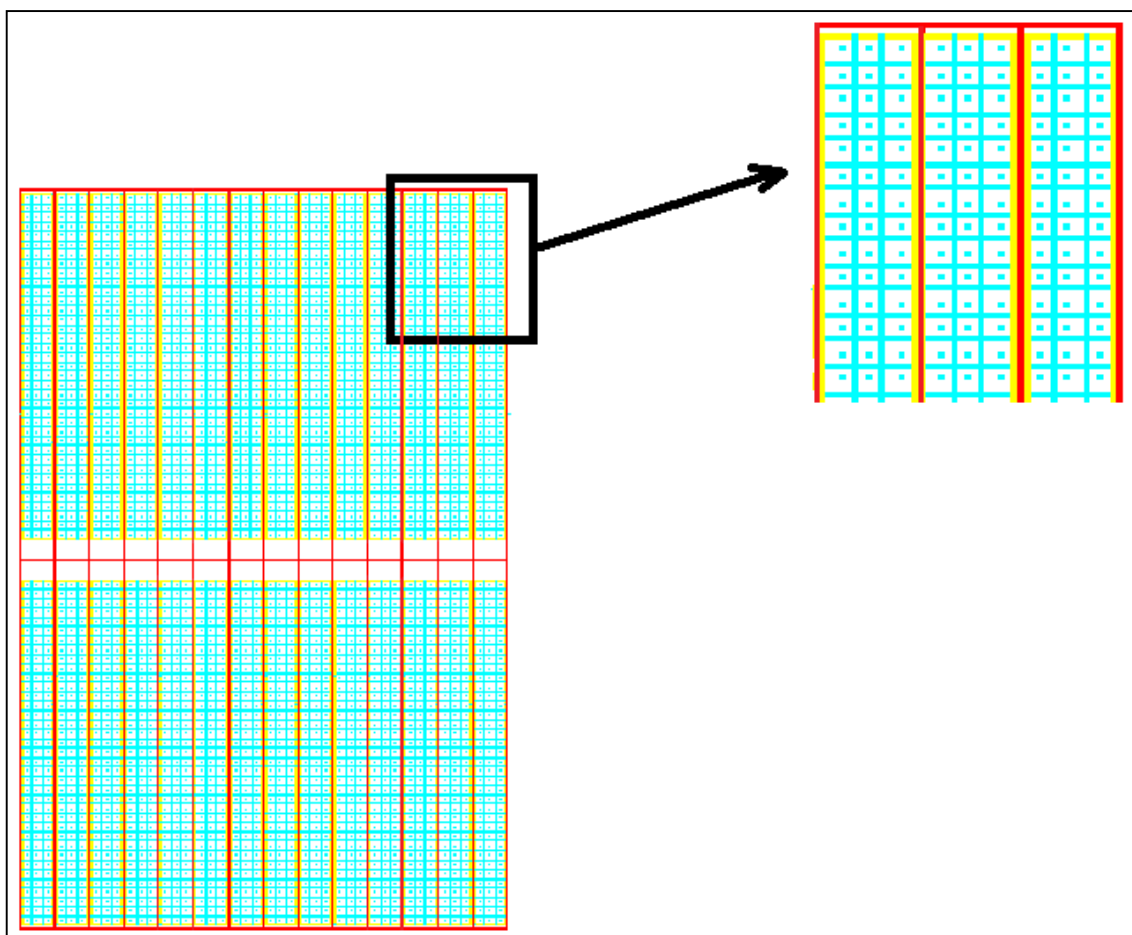


FIG. 3.2: Representação da simulação da fonte de Cs137Cl (RUSIN, 2012).

3.2 SIMULAÇÃO DA DISTRIBUIÇÃO DA TAXA DE DOSE NO INTERIOR DE AMOSTRAS DE DIFERENTES GEOMETRIAS E DENSIDADES

A ideia central é obter-se, a partir da taxa de dose máxima, a taxa de dose média para objetos volumosos, irradiados no centro das câmaras. Espera-se que, além da redução da taxa de dose produzida em amostras volumétricas pelo afastamento da fonte, quando são usadas amostras maiores, intensifique-se também o efeito de atenuação do feixe primário no interior das próprias amostras. Obviamente, esse fenômeno será mais intenso em amostras de maior densidade. Este tipo de análise, pouco explorada até o momento, fornece conhecimentos de suma importância para a aplicação prática de irradiação de materiais, como por exemplo, um cálculo mais preciso do tempo que as amostras devem ficar expostas à radiação.

A fim de realizar um estudo a respeito de como a distribuição de dose afeta as características da amostra à medida que geometria e a densidade variam, foram simuladas amostras em forma de cilindros, paralelepípedos e cubos, formas comumente irradiadas na

prática. As densidades utilizadas foram a da água, alumínio, ferro e a do ar. A tabela 3.1 apresenta a composição e a densidade dos materiais simulados.

TAB. 3.1: Composição e densidade dos materiais simulados

Material	Densidade	Composição
Água	0,9970 g/cm ³ (à 25°C e 1 atm)	H = 66,67% O = 33,33%
Alumínio	2,697 g/cm ³	Al = 100%
Ar	0,0012g/cm ³	N = 78,04% Ar = 0,96% O = 21%

Para fins práticos, pode-se desprezar a priori a atenuação no ar, dessa forma, a redução na taxa de dose média em comparação com a taxa de dose média da superfície central da câmara em uma amostra de ar não se deve a perturbações, ou à atenuação do feixe primário, mas sim ao afastamento geométrico em relação ao centro da fonte, que se traduz nos gradientes de dose (vertical, o mais intenso, em z, seguido do transversal, em x, e do longitudinal, ou axial, ao longo de y).

As simulações foram feitas de acordo com as condições normalmente encontradas no preenchimento da gaveta de irradiação com o material a ser irradiado. Inicia-se o preenchimento colocando-se amostras no centro da gaveta e expande-se essa região preenchida de acordo com a quantidade e volume de amostras, posicionando-as, tanto quanto possível, próximas do centro da gaveta. Dessa forma, dá-se preferência às regiões centrais, somente usando as regiões mais afastadas e mais elevadas da gaveta quando faltar espaço. Nas simulações foram então levadas em consideração as dimensões úteis da gaveta de irradiação: 48 cm em y, 32 cm em x e 16 cm em z, portanto, na razão: (1, 1,5, 0,5). Na simulação de paralelepípedos, buscou-se respeitar, tanto quanto possível, essas razões, para se evitar distorções nos resultados. Por exemplo, quando a altura preenchida foi de 10 cm em z (vertical), a largura foi de 20 cm (x: horizontal transversal) e o comprimento longitudinal de 30 cm (y: horizontal axial).

Na descrição do efeito de atenuação nas amostras, os resultados para o ar foram utilizados como referência, tendo sido, para um dado volume, atribuídos o valor de 1, para efeito de normalização. Isso equivale a dizer que em amostras com densidade próxima a zero não ocorre redução significativa na taxa de dose média por efeito de atenuação, ou seja, ar $F_p=1,000$, da mesma forma que não existe atenuação em amostras de volume zero.

As figuras 3.3, 3.4 e 3.5 são uma visualização da modelagem das amostras no centro da câmara de irradiação do irradiador do CTE_x obtidas por meio do programa Moritz.

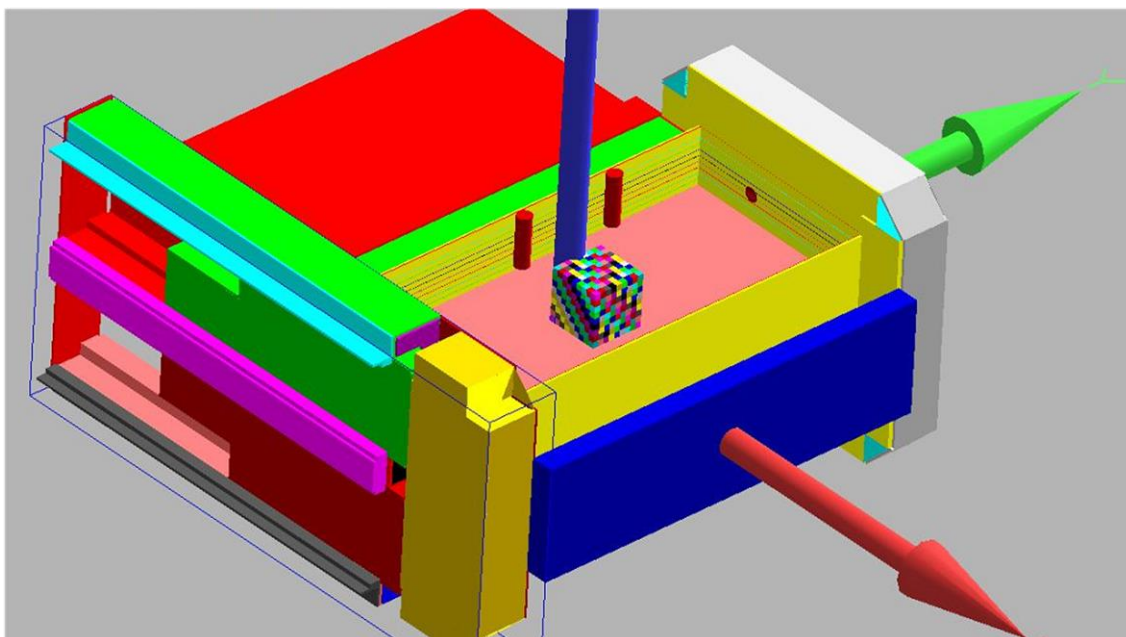


FIG. 3.3: Modelagem da amostra em forma de cubo.

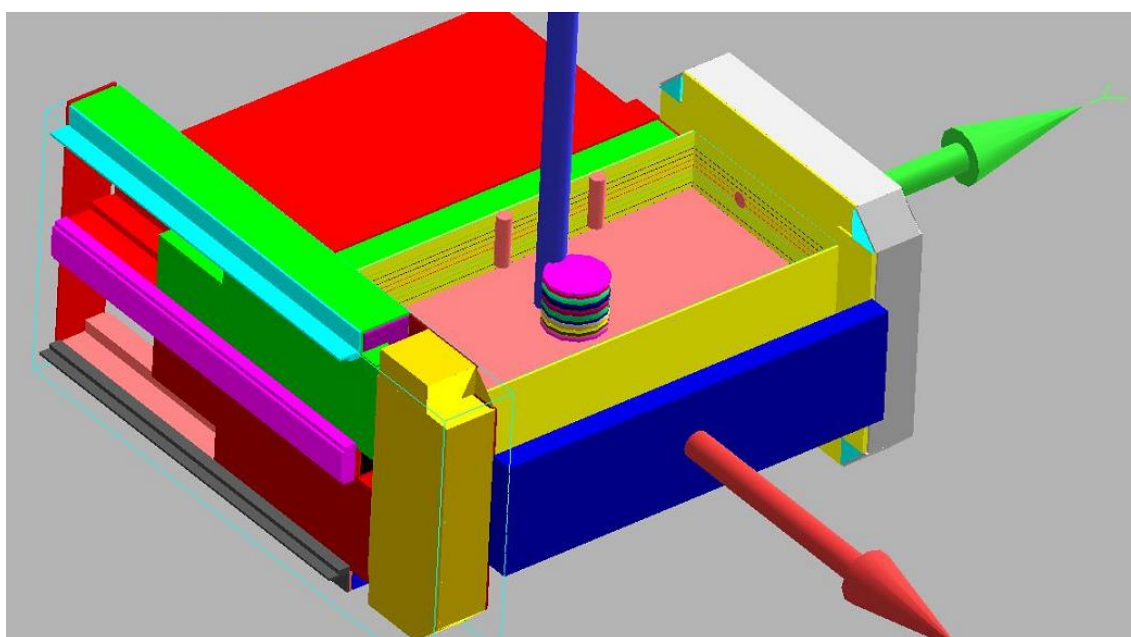


FIG. 3.4: Modelagem da amostra em forma de cilindro.

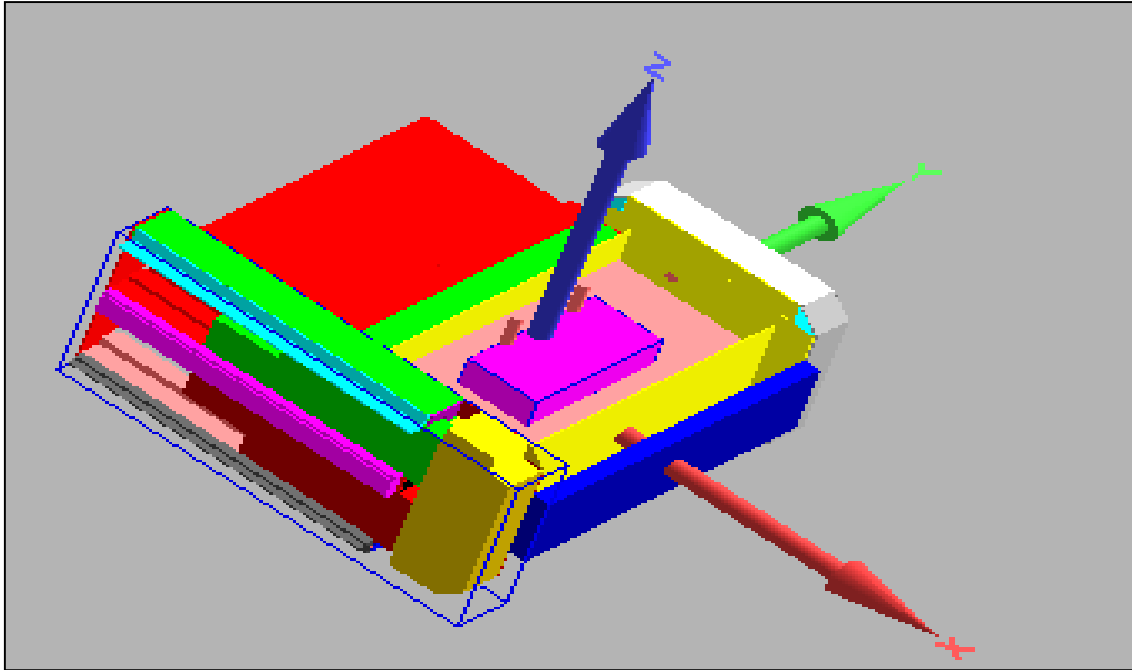


FIG. 3.5: Modelagem da amostra em forma de paralelepípedo.

Foi desenvolvida uma relação entre os volumes das amostras de mesma geometria e densidade para que estas fossem aumentando proporcionalmente.

A menor amostra cúbica possui um volume de 8 cm^3 (volume V) e foi aumentada até um volume de 5832 cm^3 (volume $729V$). A menor amostra em forma de paralelepípedo possui um volume de 64 cm^3 (volume V) e o paralelepípedo maior tem volume de 32768 cm^3 (volume $512V$). Já a menor amostra cilíndrica possui volume de 314 cm^3 (volume V) e maior volume de 5338 cm^3 (volume $17 V$). Seguem abaixo imagens comparativas entre os volumes maiores e menores de mesma forma geométrica.

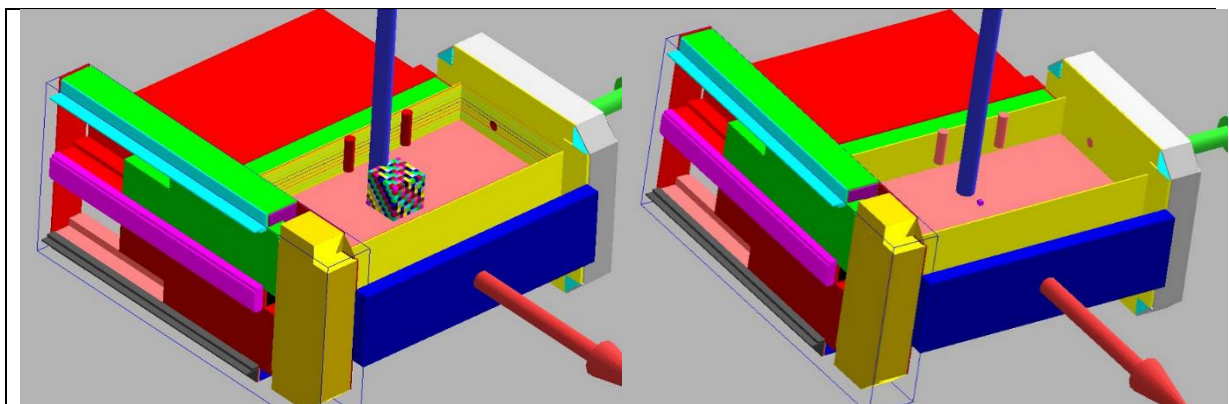


FIG. 3.6: Amostras cúbicas de maior e menor volume respectivamente.

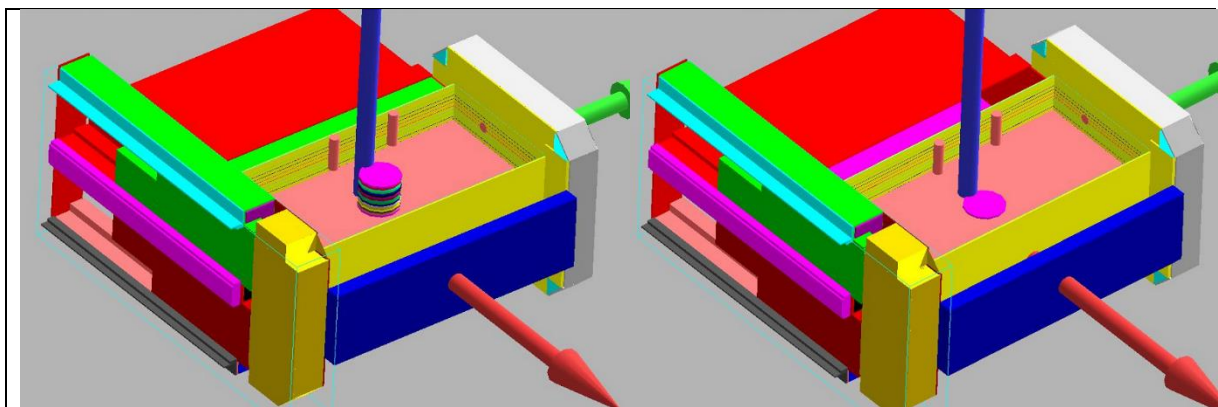


FIG.3.7: Amostras cilíndricas de maior e menor volume respectivamente.

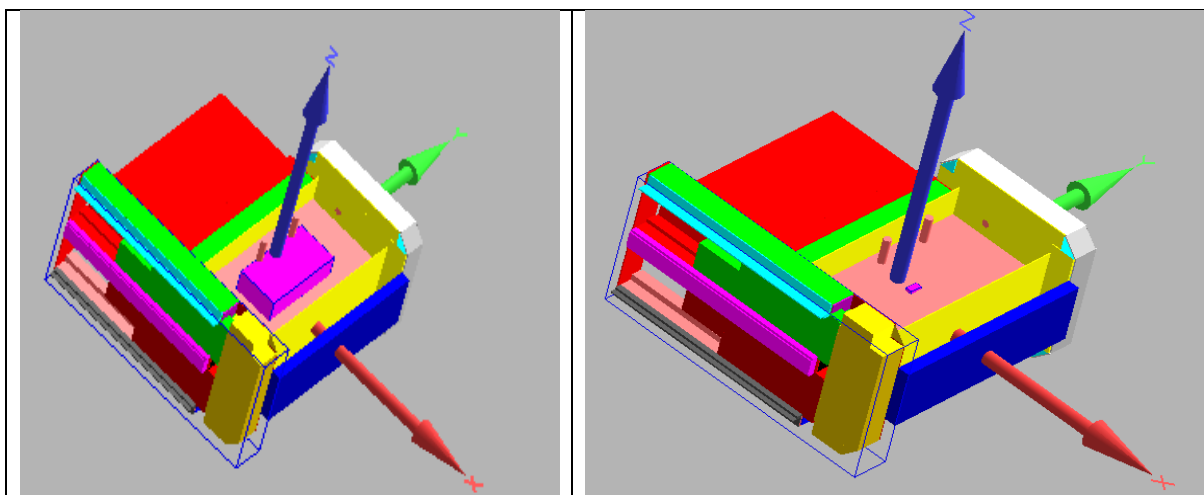


FIG.3.8: Amostras em forma de paralelepípedo de maior e menor volume respectivamente.

O cálculo de taxa de dose depositada nas amostras foi realizado através do Tally F6 e foram utilizados fatores multiplicativos FM que forneceram resultados finais para as taxas de dose em Gy/min. O MCNPx calculou a taxa de dose média depositada no interior de cada amostra e em cada simulação foram geradas 60.000.000 de histórias resultando em incertezas abaixo de 0,5%. Os resultados obtidos por meio destas simulações estão apresentados no capítulo 4.

4. RESULTADOS E DISCUSSÕES

A seguir estão expressos os resultados e discussões obtidos por meio de cálculos computacionais.

4.1 RESULTADOS DA MODELAGEM COMPUTACIONAL

Seguem abaixo os gráficos que descrevem como a taxa de dose média normalizada varia em função do formato, volume e densidade das amostras.

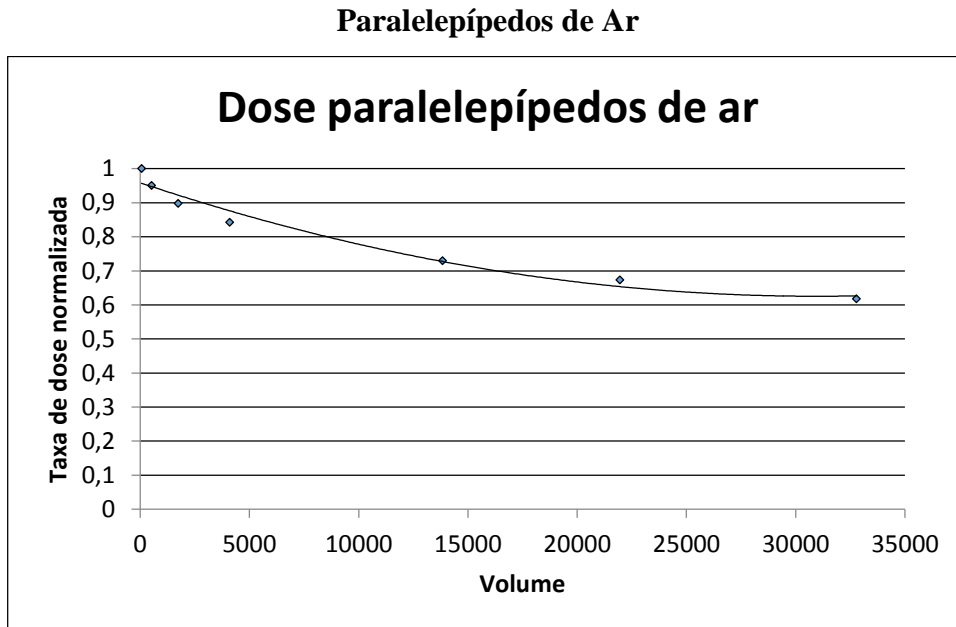


FIG. 4.1: Distribuição da taxa de dose em paralelepípedos de ar.

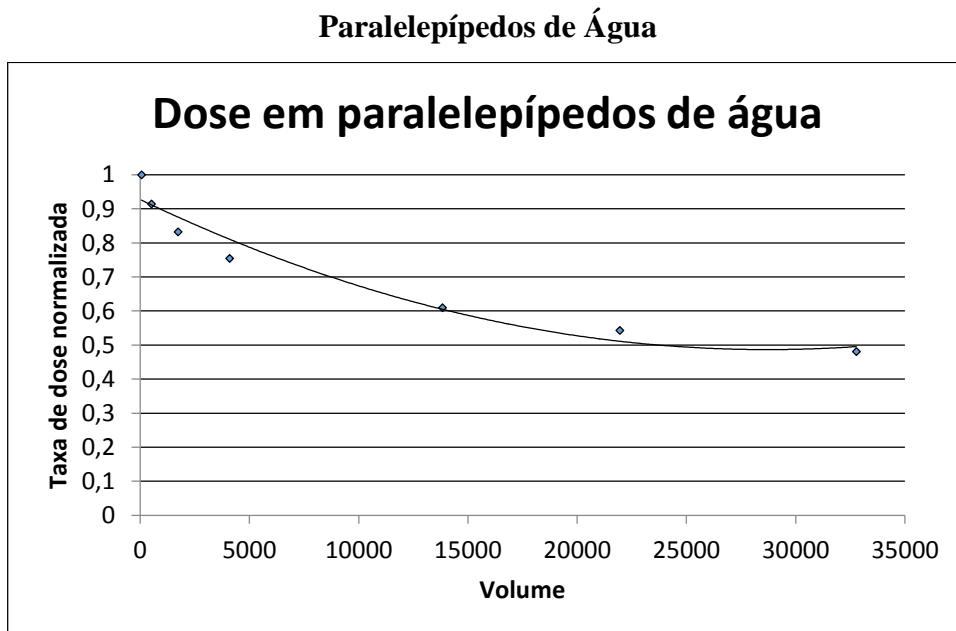


FIG. 4.2: Distribuição da taxa de dose em paralelepípedos de água.

Paralelepípedos de Alumínio

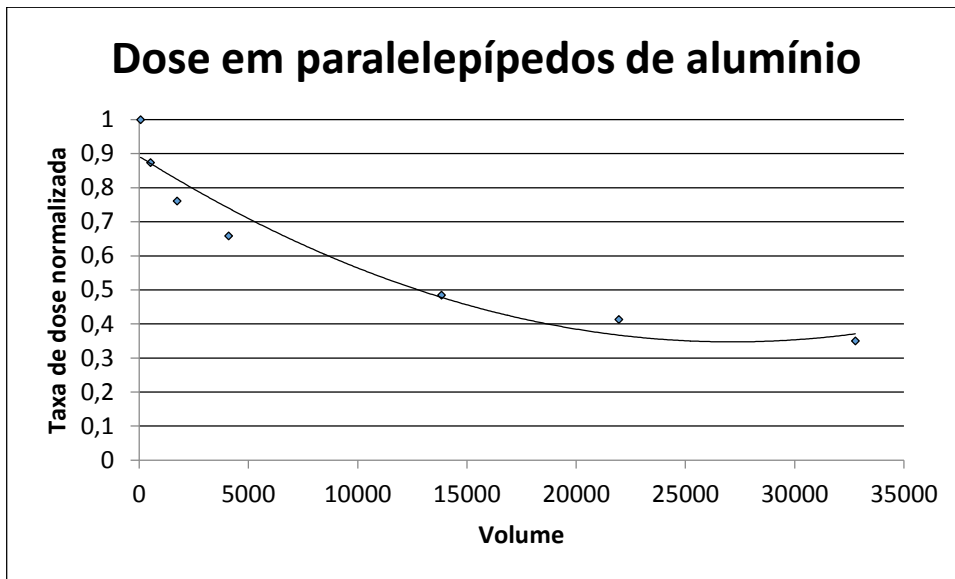


FIG. 4.3: Distribuição da taxa de dose em paralelepípedos de alumínio.

Cubos de Ar

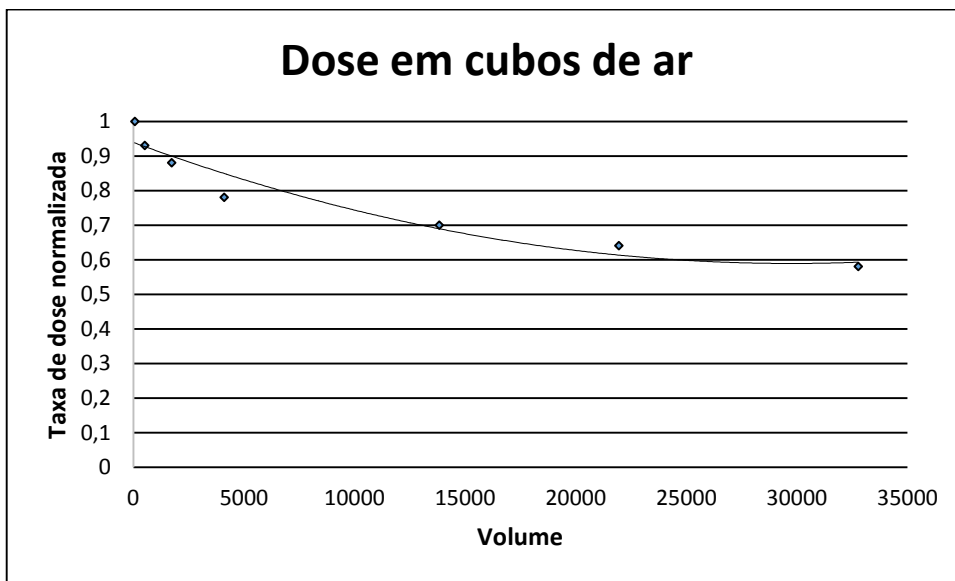


FIG. 4.4: Distribuição da taxa de dose em cubos de ar.

Cubos de Água

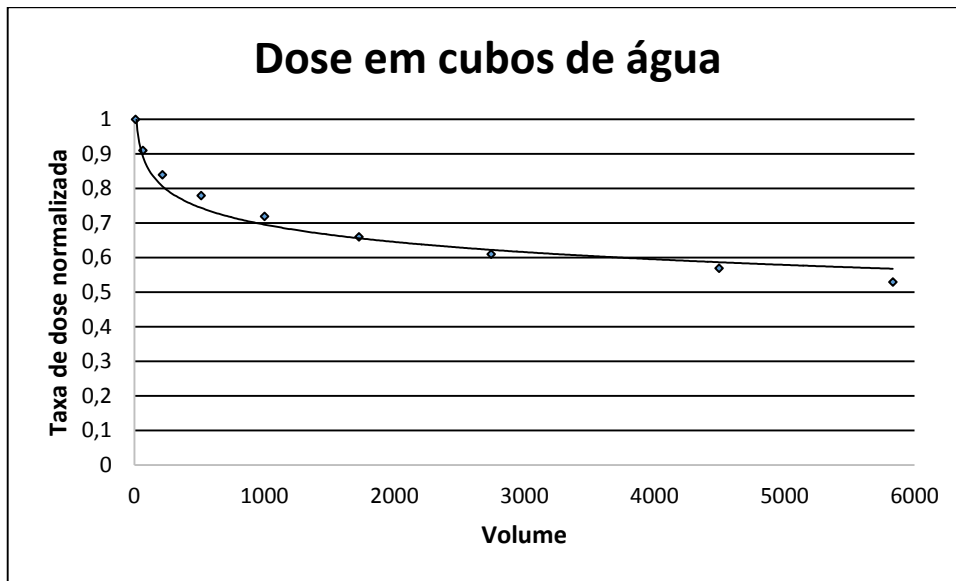


FIG.4.5: Distribuição da taxa de dose em cubos de água.

Cubos de Alumínio

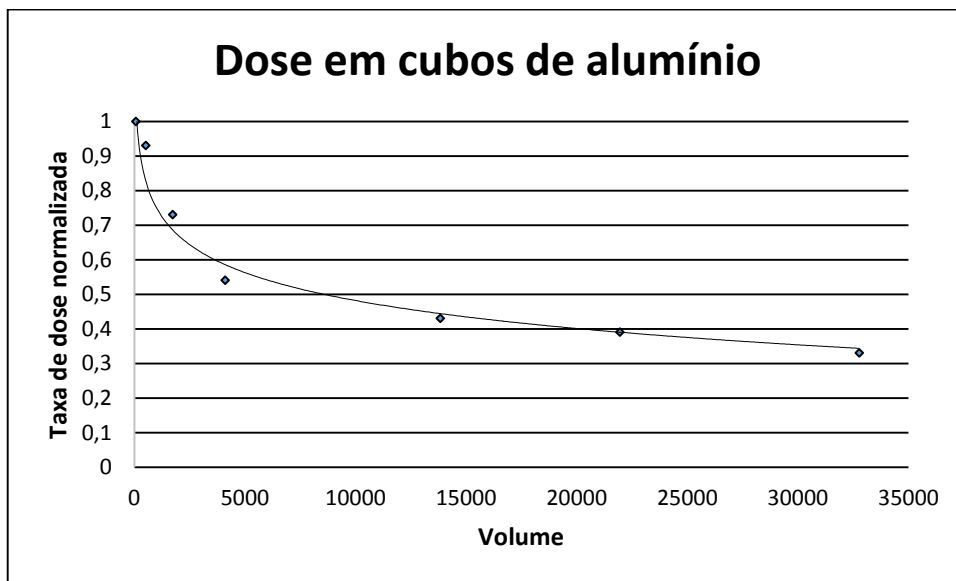


FIG. 4.6: Distribuição da taxa de dose em cubos de alumínio.

Cilindros de Ar

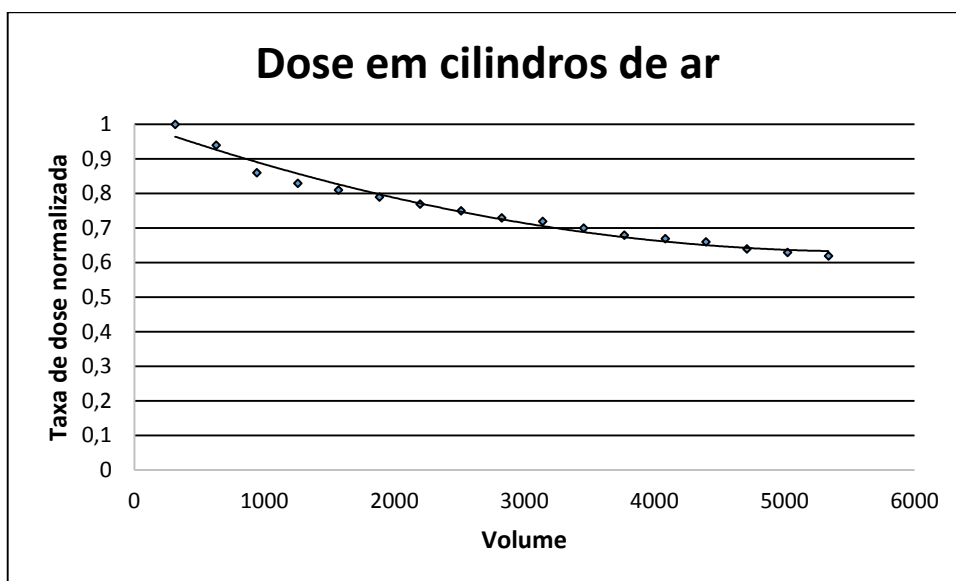


FIG. 4.7: Distribuição da taxa de dose em cilindros de ar.

Cilindros de Água

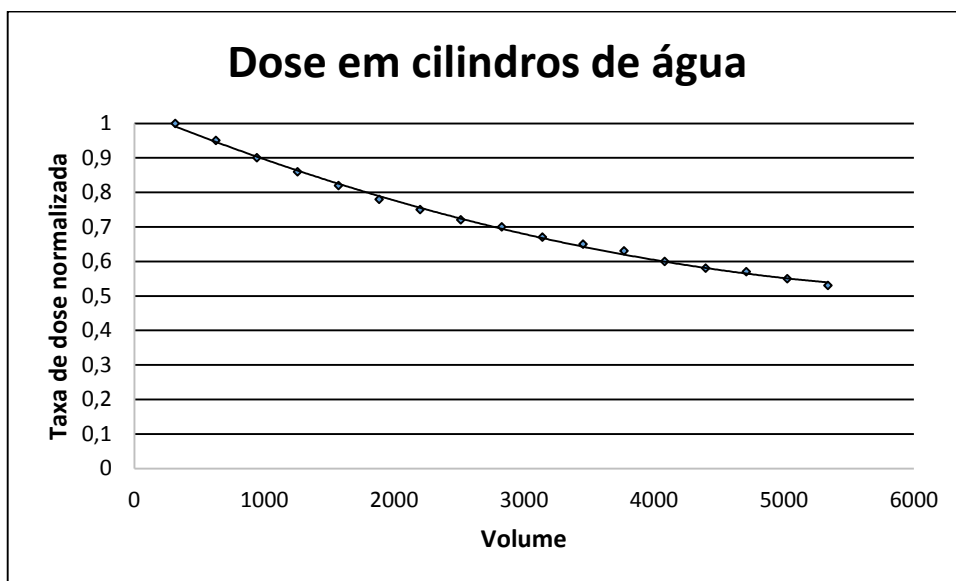


FIG. 4.8: Distribuição da taxa de dose em cilindros de água.

Cilindros de Alumínio

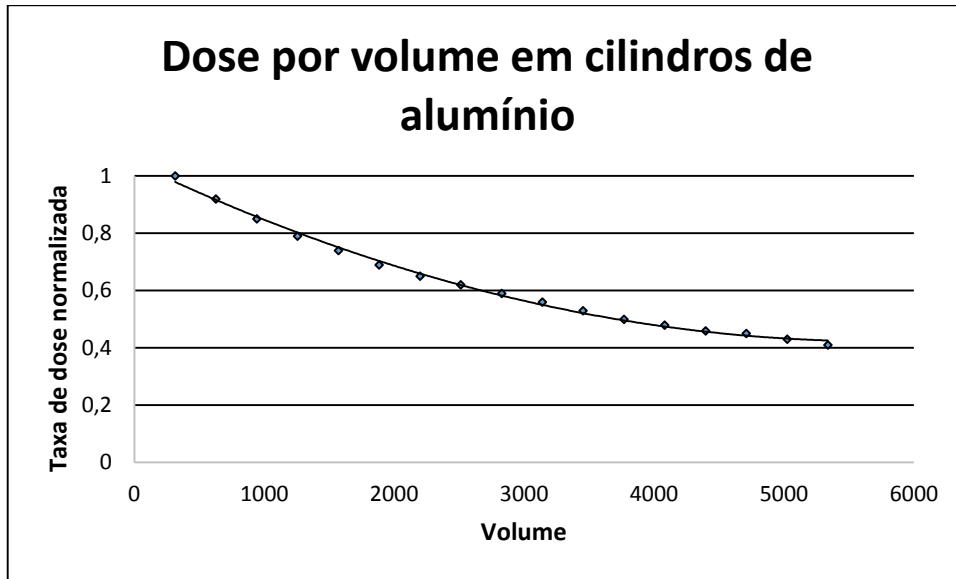


FIG. 4.9: Distribuição da taxa de dose em cilindros de alumínio.

O objetivo central da metodologia proposta é obter-se a taxa de dose média normalizada para objetos volumosos, no centro das câmaras do irradiador, quando o ambiente de radiação gama é perturbado pela presença das próprias amostras massivas sob exposição.

As simulações com o MCNPx forneceram taxas de dose para amostras de diferentes volumes e densidades, as quais poderão, quando necessário, ser interpoladas dos gráficos e tabelas gerados para obtenção de valores intermediários.

Três diferentes densidades foram utilizadas nas simulações: a do ar (aproximadamente zero), a da água (1,0) e a do alumínio (2,7). Esses testes foram feitos para que pudesse ser avaliado e descrito o efeito de atenuação no interior das amostras.

Para fins práticos, pode-se desprezar *a priori* a atenuação no ar, dessa forma, a redução na taxa de dose média com o aumento do volume em amostras de ar não se deve a perturbações, ou à atenuação do feixe primário, mas sim ao afastamento em relação à fonte, que se traduz nos gradientes de dose (vertical, o mais intenso, em z, seguido do transversal, em x, e do longitudinal, ou axial, ao longo de y).

As simulações foram feitas de acordo com as condições normalmente encontradas no preenchimento da gaveta de irradiação com o material a ser irradiado. Inicia-se o preenchimento colocando-se amostras no centro da gaveta e expande-se essa região preenchida de acordo com a quantidade e volume de amostras, posicionando-as, tanto quanto possível, próximas do centro da gaveta. Dessa forma, dá-se preferência às regiões centrais, somente usando as regiões mais

afastadas e mais elevadas da gaveta quando o volume interno central já estiver preenchido. Nas simulações, foram então levadas em consideração as dimensões úteis da gaveta de irradiação: 48 cm em y, 32 cm em x e 16 cm em z, portanto, na razão: (1, 1,5, 0,5). Na simulação de paralelepípedos, buscou-se respeitar, tanto quanto possível, essas razões, para se evitar distorções nos resultados. Por exemplo, quando a altura preenchida foi de 10 cm em z (vertical), a largura foi de 20 cm (x: horizontal transversal) e o comprimento longitudinal de 30 cm (y: horizontal axial).

Com base nos resultados normalizados apresentados, pode-se observar que a taxa de dose decresce em amostras de mesmo formato e composição à medida que são considerados pontos mais afastados do plano da fonte, ou seja, amostras de maior volume recebem taxas de dose médias consideravelmente menores que as amostras de menor volume. Além disso, como esperado, observa-se que uma maior atenuação do feixe primário no interior das amostras ocorre quando o material irradiado possui densidade elevada.

Na descrição do efeito de atenuação nas amostras, os resultados para o ar foram utilizados como referência, tendo sido, para um dado volume insignificante posicionado no centro da câmara de irradiação, atribuído o valor de 1, para efeito de normalização. Isso equivale a dizer que em amostras com densidade próxima a zero não ocorre redução significativa na taxa de dose média por efeito de atenuação, ou seja, $_{ar}F_{\rho}=1,000$, da mesma forma que não existe atenuação em amostras de volume zero.

A seguir, são apresentadas tabelas com os valores das taxas de dose médias normalizadas calculadas nas simulações com o código MCNPX para amostras com formato de paralelepípedos, cubos e cilindros nas densidades do ar, da água e do alumínio.

Paralelepípedos

Seguem as tabelas relativas aos paralelepípedos de ar, água e alumínio dispostos longitudinalmente (ao longo do eixo maior das câmaras de irradiação) no centro da câmara superior do irradiador. Quando a gaveta de irradiação é preenchida parcial ou totalmente, o volume geralmente ocupado tende a assumir uma forma de um paralelepípedo, portanto, essa é a forma geométrica mais importante nas simulações.

Foram obtidos os seguintes valores para os fatores de dose normalizados em função do volume e da densidade dos paralelepípedos simulados no MCNPx:

TAB. 4.1: Fatores de dose normalizados em paralelepípedos em função do volume e densidade.

Amostras em Formato de Paralelepípedo			
Fatores Totais Normalizados de Dose			
Volume (cm³)	Ar	Água	Alumínio
32768	0,62	0,48	0,35
21952	0,67	0,54	0,41
13824	0,73	0,61	0,49
4096	0,84	0,75	0,66
1728	0,90	0,83	0,76
512	0,95	0,91	0,87

A razão entre os valores para diferentes densidades incorporam os efeitos dos diferentes graus de atenuação do feixe gama primário no interior das amostras, como lista a tabela a seguir para amostras em formato de paralelepípedo.

TAB. 4.2: Graus de atenuação do feixe gama em paralelepípedos de diferentes densidades e volumes.

Amostras em Formato de Paralelepípedo		
Volume (cm³)	Fatores de Atenuação Médios	
	Água/Ar	Alumínio/Ar
32768	0,77	0,56
21952	0,81	0,61
13824	0,84	0,67
4096	0,89	0,79
1728	0,92	0,84
512	0,96	0,92

Cubos

Segue a tabela relativa a cubos de ar, água e alumínio, dispostos longitudinalmente no centro da câmara superior do irradiador. Foram obtidos os seguintes fatores normalizados de dose média em função do volume e da densidade dos cubos simulados no MCNPx:

TAB. 4.3: Fatores de dose normalizados em cubos em função do volume e densidade.

Amostras em Formato de Cubo			
Fatores Totais Normalizados de Dose			
Volume (cm³)	Ar	Água	Alumínio
5832	0,673	0,535	0,418
4496	0,704	0,576	0,464
2744	0,736	0,620	0,515
1728	0,772	0,668	0,573
1000	0,810	0,721	0,638
512	0,852	0,780	0,712
216	0,896	0,844	0,794
64	0,945	0,916	0,889

TAB. 4.4: Graus de atenuação do feixe gama em cubos de diferentes densidades e volumes.

Amostras em Formato de Cubo		
Volume (cm³)	Fatores de Atenuação Médios	
	Água/Ar	Alumínio/Ar
5832	0,795	0,621
4496	0,818	0,658
2744	0,841	0,698
1728	0,865	0,741
1000	0,889	0,787
512	0,916	0,835
216	0,941	0,885
64	0,969	0,940

Cilindros

Segue a tabela relativa a cilindros de ar, água e alumínio, dispostos no centro da câmara superior do irradiador. Foram obtidos os seguintes fatores de dose em função do volume e da densidade dos cilindros simulados no MCNPx:

TAB. 4.5: Fatores de dose normalizados em cilindros em função do volume e densidade.

Amostras em Formato de Cilindro			
Fatores Totais Normalizados de Dose			
Volume (cm³)	Ar	Água	Alumínio
5338	0,62	0,53	0,41
5024	0,63	0,55	0,43
4710	0,64	0,57	0,45
4396	0,66	0,58	0,46
4082	0,67	0,60	0,48
3768	0,68	0,63	0,50
3454	0,70	0,65	0,53
3140	0,72	0,67	0,56
2826	0,73	0,70	0,59
2512	0,75	0,72	0,62
2198	0,77	0,75	0,65
1884	0,79	0,78	0,69
1570	0,81	0,82	0,74
1256	0,83	0,86	0,79
942	0,86	0,90	0,85
628	0,94	0,95	0,92
314	1,00	1,00	1,00

TAB. 4.6: Graus de atenuação do feixe gama em cilindros de diferentes densidades e volumes.

Amostras em Formato de Cilindro		
Volume (cm³)	Fatores de Atenuação Médios	
	Água/Ar	Alumínio/Ar
5338	0,85	0,66
5024	0,87	0,68
4710	0,89	0,70
4396	0,88	0,70
4082	0,89	0,71
3768	0,92	0,73
3454	0,93	0,76
3140	0,93	0,77
2826	0,95	0,80
2512	0,96	0,83
2198	0,97	0,84
1884	0,98	0,87
1570	1,01	0,91
1256	1,03	0,95
942	1,04	0,99
628	1,01	0,98

Com base nos resultados apresentados, observou-se que além da redução da taxa de dose à medida que o volume irradiado aumenta, acentua-se o fenômeno de atenuação do feixe primário no interior das amostras nas amostras conforme cresce a densidade delas.

5. CONCLUSÃO

As simulações do ambiente gama perturbado pela presença de amostras massivas na câmara do irradiador gama de pesquisa do CTEEx realizadas com o código MCNPx forneceram resultados consistentes, demonstrando a validade do modelo computacional desenvolvido. Foi possível calcular-se a distribuição da taxa de dose no interior de amostras de diversos volumes e densidades (ar, água e alumínio).

Com base nessas distribuições, doses médias para amostras de diferentes dimensões, composições e geometrias foram calculadas, gerando tabelas que permitem a interpolação para outros valores de volume e densidade.

Os cálculos de taxas de dose realizados com o código MCNPx serviram de base para a determinação de fatores de correção para atenuação do feixe primário no interior das amostras, o que possibilitará o refinamento dos cálculos de tempo de exposição.

Neste trabalho, foram calculados os efeitos dos gradientes (vertical, axial e horizontal) nas distribuições de dose no interior de amostras de ar (referência), água e alumínio, ou seja, dose em meios de diferentes densidades, composições e geometrias, as quais foram comparadas entre si e com aquelas medidas no mapeamento dosimétrico (2000). A razão entre as taxas de dose médias em amostras de ar e aquelas em água e alumínio (para o mesmo volume e posição) forneceram os fatores de atenuação da radiação nas amostras.

A análise das taxas de dose médias nas amostras massivas irradiadas no centro das câmaras permitiu concluir que além da redução da taxa de dose devido à maior distância média da fonte, intensifica-se também o efeito acumulado da atenuação do feixe gama primário no interior das próprias amostras. Além disso, como esperado, esse efeito foi mais intenso em amostras de maior densidade.

Os resultados obtidos neste trabalho de pesquisa estão de acordo com os objetivos expostos e viabiliza estudos posteriores, como por exemplo, o desenvolvimento de um programa que utilizaria funções ajustadas baseadas nas tabelas dos fatores normalizados de

dose média. Tal trabalho teria como objetivo o aperfeiçoamento do cálculo do tempo de exposição de amostras a serem tratadas no irradiador gama de pesquisa do CTEEx.

6. BIBLIOGRAFIA

Andrello, A.C., Appoloni C.R., Guimarães M.F. **Uso Do Césio-137 Para Avaliar Taxas De Erosão Em Cultura De Soja, Café E Pastagem**. R. Bras. Ci. Solo, 27:223-229, 2003

ANVISA. Agência Nacional De Vigilância Sanitária. **Regulamento Técnico para a Irradiação de Alimentos. Brasil**, RDC n. 21, 2001.

ATTIX, Frank H. **Introduction to radiological physics and radiation dosimetry**. Jonh Wiley & Sons, 1986. ISBN 0-41-01146-0

BRASIL, Resolução RDC nº21 de 26 de janeiro de 2001. **Regulamento Técnico para Irradiação de Alimentos**. Diário oficial da União, Brasília, 29 de janeiro de 2001.

CALVO, W.A.P. **Desenvolvimento do Sistema de Irradiação em Um Irradiador Multipropósito de Cobalto-60 Tipo Compacto**. Tese de doutorado. Instituto De Pesquisas Energéticas E Nucleares (IPEN), 2005. Autarquia Associada à Universidade de São Paulo.

CAVINATO, C.C., Rodrigues. L. L. C., Galante, A. M. S. **Estudo espectrofotométrico das características do dosímetro Fricke nas formas convencional e gel**. Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN, 2006. Disponível em: <http://www.ipen.br/biblioteca/2006/resumos/15392.pdf> Em 17/01/2013 às 18h:33 min.

CNEN. Comissão nacional de Energia nuclear. **Licenciamento de Instalações radioativas**.

CNEN – NE – 6.02. Rio de janeiro, 1998.

DIEHL, J.F. **Safety of Irradiated Foods**. Marcel Dekker, Inc, 1990.

FARKAS, J. **Irradiation for Better Foods**. **Food Science and Tecnology**, volume 17, p. 148-152, 2006.

GOMES, RENATO GUEDES. 2013. **Cálculo do ambiente gama do irradiador de pesquisa do CTEEx usando o código MCNPX**. Dissertação de Mestrado. Instituto Militar de Engenharia – Seção de Engenharia Nuclear, Rj, Rio de Janeiro.

HERNANDES, N. K. VITAL, H. C. SAABA-SRUR. OLIVEIRA, A. U. **Irradiação de alimentos: Vantagens e limitações**. Revista da Sociedade Brasileira de Ciência e Tecnologia de Alimentos, v.37, 2003.

IAEA. International Atomic Energy Agency. **Radiation Safety of Gamma and Electron Irradiation Facilities**. IAEA Safety Series, n. 107, 1992.

- ICGFI. International Consultative Group on Food Irradiation Document. **Facts About Food Irradiation**. FAO/IAEA, Vienna, 1999.
- Júnior, J. P. R. **Cálculos Dos Coeficientes De Conversão Para Dose Efetiva Em Termos Do Kerma No Ar Para Fótons Utilizando Simulador Antropomórfico De Voxels E O Código MCNPx**. Dissertação de mestrado. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE. Rio de Janeiro, 2007.
- KAPLAN, Irving. **Física Nuclear**. Guanabara Dois 2 Edição, 1952. Nova Iorque.
- KNOLL, G.F. **Radiation Detection and Measurement**. Wiley & Sons. Segunda Edição, 1989.
- OLTMANN, A. B.P.C.D.I. **Manual**. BNL 13506. Brookhaven National Laboratory, 1969.
- PELOWITZ, D. B. **MCNPx User's Manual**. Los Alamos National Laboratory. University of California, 2005.
- RUSIN, T. **Cálculo do fluxo e taxa de dose gama no irradiador do CTEEx Usando o Código MCNPX**. Dissertação de Mestrado. Instituto Militar de Engenharia, Rio de Janeiro, 2012.
- SHEA, K. M. Technical Report: Irradiation of Food. American Academy of Pediatrics, 106, p. 1505, 2000. DOI: 10.1542/peds.106.6.1505
- TAUATA, L., SALATI, P. A. I. , PRINZIO, R. D., PRINZIO, A. R. D. **Radioproteção e Dosimetria: Fundamentos**. Rio de Janeiro: instituto de Radioproteção e dosimetria, 2006.
- TEIXEIRA, G. **Aqui, o Brasil também pode ser campeão mundial**. Brasil Nuclear, n.25, 2002.
- VITAL, H. C. **Mapeamento Dosimétrico Do Irradiador Gama Do IPE Com Dosímetros De Sulfato Cérico-Ceroso**. Nota Interna. Grupo Nuclear- Junho 2000.
- X-5 Monte Carlo Team, 2003. **MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5**, Volume I: Overview and Theory, LA-UR-03 - 1987. Los Alamos National Laboratory, USA.
- YORIYAZ, H. **Fundamentos do Método de Monte Carlo para Transporte de Radiação**. Ipen-Cnen/SP - 2010.