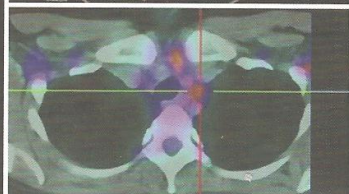
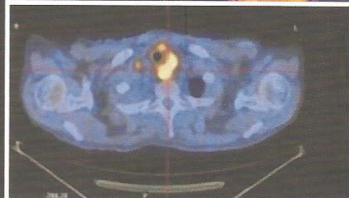


PET E PET/CT EM ONCOLOGIA

Sociedade Brasileira de Biologia,
Medicina Nuclear e Imagem Molecular

Celso Darío Ramos
José Soares Junior

 Atheneu



SBB
MEDICINA
NUCLEAR
SOCIEDADE BRASILEIRA DE BIOLOGIA,
MEDICINA NUCLEAR E IMAGEM MOLECULAR



PET E PET/CT EM ONCOLOGIA

Sociedade Brasileira de
Biologia, Medicina Nuclear
e Imagem Molecular

Editores

Celso Darío Ramos

José Soares Junior

 **Atheneu**

SBB
MEDICINA
NUCLEAR
SOCIEDADE BRASILEIRA DE BIOLOGIA,
MEDICINA NUCLEAR E IMAGEM MOLECULAR

EDITORA ATHENEU

São Paulo — Rua Jesuíno Pascoal, 30
Tel.: (11) 2858-8750
Fax: (11) 2858-8766
E-mail: atheneu@atheneu.com.br

Rio de Janeiro — Rua Bambina, 74
Tel.: (21) 3094-1295
Fax: (21) 3094-1284
E-mail: atheneu@atheneu.com.br

Belo Horizonte — Rua Domingos Vieira, 319 — conj. 1.104

Planejamento Gráfico/Diagramação: Triall Composição Editorial Ltda.

Produção Editorial: Equipe Atheneu

Dados Internacionais de Catalogação na Publicação (CIP)
(Câmara Brasileira do Livro, SP, Brasil)

PET e PET/CT em Oncologia : Sociedade Brasileira de Biologia, Medicina Nuclear e Imagem Molecular / editores Celso Dario Ramos, José Soares Junior, -- São Paulo : Editora Atheneu, 2011.

Vários colaboradores
Bibliografia
ISBN 978-85-388-0188-7

1. Carcinogênese 2. CT (Tomografia Computadorizada) 3. Medicina Nuclear 4. PET (Tomografia por Emissão de Pósitrons) 5. Oncologia 6. Qualidade da imagem 7. Radiologia médica - Instrumentos 8. Sistemas de imagem 9. Sistemas de imagens em medicina I. Ramos, Celso Dario. II. Soares Junior, José.

11-03014

CDD-616.992042
NLM-QZ 200

Índices para catálogo sistemático:

1.1. Oncologia : Medicina Nuclear : Medicina
616.992042

RAMOS, Celso Dario, SOARES, Junior José

PET e PET/CT em Oncologia – Sociedade Brasileira de Biologia, Medicina Nuclear e Imagem Molecular

© EDITORA ATHENEU – São Paulo, Rio de Janeiro, Belo Horizonte. 2011



Sumário

Prefácio.....	xvii
Parte 1	Introdução..... 1
Capítulo 1	Panorama Atual da Tecnologia PET no Brasil 3
	Celso Darío Ramos
	José Soares Junior
Parte 2	Aspectos Básicos..... 7
Capítulo 2	Princípios Físicos de PET..... 9
	Cecil Chow Robilotta
Capítulo 3	Princípios de CT..... 19
	Paulo Roberto Costa
	Denise Yanikian Nersissian
Capítulo 4	Instrumentação e Controle de Qualidade para Sistemas PET e PET/CT.....35
	Cecil Chow Robilotta
	Edmario Costa
Capítulo 5	Reconstrução e Quantificação em PET47
	Lorena Pozzo
	Fábio Henrique Palladino
Capítulo 6	Cíclotron e a História da Produção de Flúor-18 no Brasil57
	Constância Pagano Gonçalves Silva
	Paulo Roberto Rela
	Valdir Sciani
Capítulo 7	Proteção Radiológica em Cíclotron: Instalação e Operação65
	Matias Puga Sanches
Capítulo 8	Síntese de FDG- ¹⁸ F e Produção de Na- ¹⁸ F 75
	Neuza Taeko Okasaki Fukumori
	Marycel Figols de Barboza
Capítulo 9	Outros Radiofármacos Marcados com Flúor-18 85
	Elaine Bortoleti Araújo

Capítulo 10	Radiofármacos Marcados com Carbono-11 e Gálio-68.....	101
	Ana Maria Silveira Braghirolli Miguel Angelo Valle Bastos	
Capítulo 11	Proteção Radiológica em Instalações de PET	109
	Ricardo Fraga Gutterrez Maria Helena Marechal Joyra Amaral dos Santos	
Parte 3	Metodologia	113
Capítulo 12	Preparo do Paciente.....	115
	Lea Mirian Barbosa da Fonseca	
Capítulo 13	Protocolos de Aquisição de PET e PET/CT.....	121
	Virgílima Guimarães Fabel Fernanda Guimarães Fabel Rodrigues	
Capítulo 14	Biodistribuição Normal de FDG- ¹⁸ F e Variantes.....	133
	Celso Darío Ramos	
Capítulo 15	Artefatos de Imagens de FDG- ¹⁸ F em PET/CT.....	153
	Sérgio Tazima	
Capítulo 16	Interpretação de CT em PET/CT.....	157
	Manoel de Souza Rocha	
Parte 4	Aplicações Clínicas	163
Capítulo 17	Linfomas	165
	José Soares Junior Juliano Julio Cerci	
Capítulo 18	Melanoma	181
	Carla Rachel Ono	
Capítulo 19	Tumores de Cabeça e Pescoço.....	193
	Jairo Wagner	
Capítulo 20	Tumores de Tireóide	203
	Lilian Yuri Itaya Yamaga	
Capítulo 21	Câncer de Pulmão	211
	Elba Cristina de Sá Camargo Etchebehere	
Capítulo 22	Câncer de Mama.....	202
	Elba Cristina de Sá Camargo Etchebehere	
Capítulo 23	Câncer de Ovário	231
	Carlos Alberto Buchpiguel	
Capítulo 24	Tumores do Esôfago.....	237
	Marisa Izaki	
Capítulo 25	Tumores do Estômago.....	251
	José Cláudio Meneghetti	

Capítulo 26	Tumores estromais gastrointestinais (GIST)	257
	José Soares Junior Roberta Morgado Ferreira	
Capítulo 27	Câncer Colorretal	261
	Mariana Ferraz de Campos Mazo Ruiz Celso Darío Ramos	
Capítulo 28	Tumores de Fígado e Vias Biliares	269
	Allan de Oliveira Santos	
Capítulo 29	Câncer de Pâncreas.....	285
	Eduardo Nóbrega Pereira Lima	
Capítulo 30	Tumores Renais, Ureterais e Adrenais.....	299
	Marcelo Livorsi da Cunha	
Capítulo 31	Câncer da Próstata	307
	Marcus Vinícius Grigolon	
Capítulo 32	Câncer de Bexiga	317
	Dalton Alexandre dos Anjos	
Capítulo 33	Câncer de Testículo	329
	Mariana Ferraz de Campos Mazo Ruiz	
Capítulo 34	Tumores Músculo-esqueléticos	339
	Maria Clementina P. Giorgi	
Capítulo 35	Tumores Cerebrais.....	347
	Antonio Fernando Gonçalves da Rocha Igor Ivan Bonnet Palencia José Leite Gondim Cavalcanti Filho Júlio César Silveira Oliveira Maria Elena Martins Diegues	
Capítulo 36	Tumores Neuroendócrinos.....	363
	Mariana da Cunha Lopes de Lima	
Capítulo 37	Câncer com Sítio Primário Desconhecido.....	379
	Sérgio Altino de Almeida	
Capítulo 38	Planejamento de Radioterapia com PET/CT	395
	João Luis Fernandes da Silva Samir Abdallah Hanna	
Capítulo 39	PET/CT Ósseo com Fluoreto- ¹⁸ F	409
	Bárbara Juarez Amorim Daniel Camisão Bortot Celso Darío Ramos	
Capítulo 40	Radiofármacos não-FDG para uso em PET/CT oncológico	417
	Allan de Oliveira Santos	

Parte 5	Efetividade Clínica e Perspectivas em PET/CT	427
Capítulo 41	Efetividade clínica	429
	José Soares Junior	
	Claudia Elisa Salazar Articulo	
	Arthur Martins Novaes Coutinho	
Capítulo 42	Custo-efetividade em PET/CT	437
	Paulo Schiavon Duarte	
	Irene Shimura Endo	
	Guilherme de Carvalho Campos Neto	
Capítulo 43	PET/CT: Panorama no mundo	451
	Marcelo Tatit Sapienza	
	Anneliese Rosmarie Gertud Fisher Thom	
	Índice Remissivo	457

Proteção Radiológica em Ciclotron: Instalação e Operação

INTRODUÇÃO

Atualmente, está sendo produzido um aumento notável no uso de radiofármacos devido à grande aplicação que possuem, principalmente no campo da investigação médica. A forte demanda motiva a criação de novos centros para produção, que sejam capazes de abastecer as necessidades do mercado. As soluções adotadas em cada instalação são singulares e feitas sob medida para as condições específicas de cada obra em questão.

Durante os procedimentos são envolvidos o uso de materiais radioativos e sempre estão presentes alguns elementos perigosos, como é o caso dos gases comprimidos, altas tensões e alta tensão. A segurança de qualquer instalação que tenha acesso às instalações deve atender aos requisitos locais, nacionais e internacionais.^{5-10,14} É necessário estar fornecendo uma descrição detalhada das medidas de segurança a serem aplicadas no laboratório de produção e síntese e àquelas relacionadas com a operação do ciclotron.

Os aspectos de segurança radiológica em uma instalação ciclotron-PET são muito diferentes de instalações de Física Nuclear convencional, devido à presença de uma gama de grande penetração e à emissão de raios secundários provenientes do ciclotron durante a operação. Portanto, o desenvolvimento das tarefas em uma instalação ciclotron-PET tem que ser muito mais responsável em termos de proteção radiológica.

Consideradas as características de proteção radiológica em uma instalação que abriga o acelerador ciclotron para a produção de radioquímica para atender os limites

de dose recomendados.⁵ Os campos de radiação gama e de radiação de nêutrons produzidos pelo ciclotron dependem, principalmente, da intensidade do feixe.

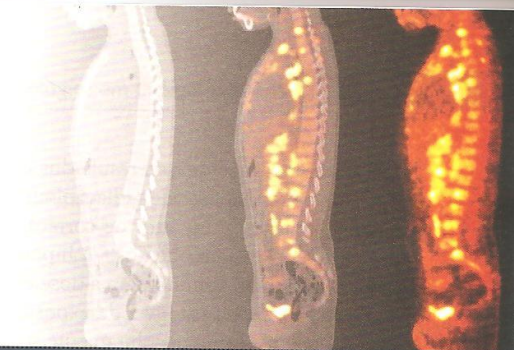
É recomendado que as modificações executadas em programas de manutenção e reparo do ciclotron e de seus acessórios sejam realizadas somente por pessoas qualificadas.⁶ Nesses procedimentos, geralmente, está envolvido o manuseio de parte das linhas de feixe do ciclotron e componentes relacionados, os quais são convertidos em material radioativo devido à irradiação direta pelas partículas aceleradas ou ativação por radiação neutrônica. O manuseio de outros materiais, ajuste da síntese química, procedimentos e monitoramento dos níveis de radiação e a designação de responsabilidades do pessoal das instalações onde se encontra o ciclotron, também são aspectos a serem considerados.^{8,9}

Os controles são utilizados em aceleradores para proteger as pessoas devido à exposição à radiação ionizante. Um programa de segurança eficaz incorpora uma combinação de controles de engenharia, administrativos e de configuração.^{6,10}

PROTEÇÃO RADIOLÓGICA

A proteção radiológica é a ciência que estuda os efeitos das doses de radiação produzidas pelas radiações ionizantes e os procedimentos para proteger os seres vivos dos efeitos maléficos das radiações.

A Comissão Internacional de Proteção Radiológica – ICRP, estabelece uma relação linear entre o risco e a dose de radiação, sem um limiar mínimo para a dose



de radiação, extrapolando os resultados observados para exposições em altas doses de radiação num curto período de tempo, aplicando um fator de correção para levar em conta a influência da taxa de dose. A hipótese da não existência de um limiar mínimo para a dose de radiação considera que não existe um nível de exposição às radiações ionizantes que possa ser absolutamente seguro.¹⁴

ORIGEM DA RADIAÇÃO NO ACELERADOR CÍCLOTRON

Existem diferentes tipos de cíclotrons (Figura 7.1). Normalmente, nos mais usados na produção de radioisótopos para uso em tomografia por emissão pósitrons (PET) existem quatro origens principais, nas quais a radiação é gerada durante a operação do cíclotron:

- Radiação puntual:** Radiação gerada a partir das reações nucleares no alvo, as quais somente ocorrem durante o bombardeio por partículas aceleradas. A exposição externa de radiação da blindagem é devida, principalmente, à emissão de radiação gama.
- Radiação residual:** A atividade de fundo residual em aceleradores cíclotrons normalmente é baixa. A radiação residual produzida no bombardeio direto dos componentes do cíclotron, tais como colimadores, é insignificante devido à escolha apropriada dos materiais na linha do feixe. A radiação residual induzida no material estrutural do acelerador e na blindagem é manifestada de forma dispersa, com baixos níveis de fundo. A radiação residual produzida no alvo, lâminas, etc., pela irradiação direta por partículas carregadas, pode, por outro lado, ser muito perigosa. Somente o

peçoal de serviço treinado e autorizado e o pessoal de manutenção podem ser autorizados a trabalhar com essas partes depois de transcorrer um tempo apropriado de decaimento de isótopos de meia-vida curta.

- Ativação induzida por nêutrons:** Os nêutrons são produzidos nos alvos assim como é um subproduto inevitável das reações nucleares produzidas pelos radioisótopos. Os nêutrons também são produzidos, em menor grau, a partir das reações ocorridas na região do feixe. O efeito da ativação neutrônica é disperso, de baixo nível, apresentando leituras de fundo baixas ou com doses de poucos microsievert/hora, ocorrendo próximo aos alvos. Os níveis são geralmente pequenos em comparação com a ativação primária induzida pelas partículas aceleradas no material dos alvos.
- Riscos observados no material usado como alvo:** Quando comparada com os níveis baixos de ativação dentro do cíclotron, a atividade residual no material do alvo pode ser bastante alta. Isso se deve ao material do alvo que foi irradiado e à ativação por partículas aceleradas das lâminas e corpo do alvo. Por essa razão, faz-se uso de precaução extrema quando se trabalha nesses componentes depois da irradiação.

Áreas de possível exposição à radiação

- Exposição à radiação ionizante enquanto são produzidos os radioisótopos.
- Exposição à radiação ionizante durante o manuseio de produtos radioquímicos do equipamento.
- Exposição à radiação ionizante durante o manuseio dos componentes ativos.
- Ruptura na linha de transferência do material irradiado.
- Vazamentos de material radioativo.

Detecção e medida da radiação

Detector de radiação é um dispositivo capaz de proporcionar um sinal analisável quando submetido a um campo de radiação ionizante. Existe uma grande variedade de detectores em função da informação obtida. O detector de radiação deverá ser escolhido em função dos campos de radiação e dos níveis de contaminação radioativa a serem medidos.

BLINDAGEM^{11,18}

O propósito da blindagem para radiação é limitar as exposições de trabalhadores e indivíduos do público a níveis aceitáveis. Na construção da blindagem devem ser consideradas algumas exigências relacionadas às características de segurança. A primeira delas é a exigência de colocação de intertravamento nas portas que dão acesso aos ambientes blindados. Outra característica a ser considerada, é a

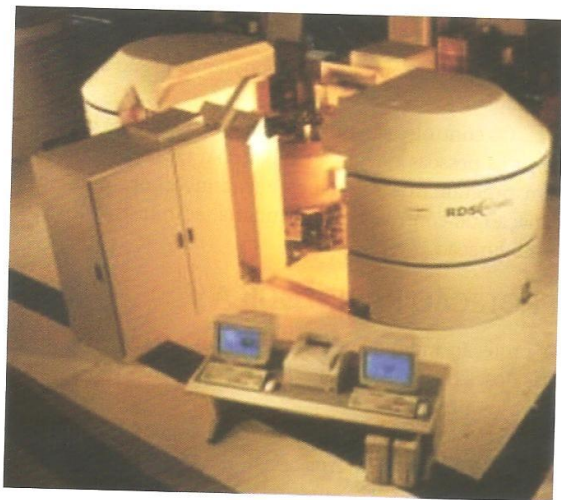


Figura 7.1 ▶ Acelerador cíclotron para produção de radioisótopos.

colocação de sistemas para obtenção de imagem e comunicação, luzes de aviso e uma série de botoeiras para interrupção do feixe, localizadas nas paredes da blindagem para evitar irradiações acidentais. O projeto de blindagem pode ser uma tarefa muito complexa.

Blindagem para partículas

Devem ser considerados dois fatores quando se projeta uma blindagem para emissores beta de alta energia: a própria partícula beta e a radiação de frenamento (*bremssstrahlung*) produzida pela partícula beta absorvida na fonte de blindagem. A radiação de frenamento consiste de fótons de raios X, produzidos quando partículas carregadas de alta velocidade sofrem uma rápida desaceleração.

Portanto, uma blindagem para radiação beta consiste, frequentemente, de uma substância de número atômico baixo (para minimizar a produção de *bremssstrahlung*) que é suficientemente espessa para parar todas as partículas beta. Essa deve ser acrescida por um material de número atômico alto que é suficientemente espesso para atenuar a radiação de *bremssstrahlung* a um nível aceitável. Se a blindagem for construída na ordem reversa, a produção de *bremssstrahlung* irá aumentar na primeira blindagem, a um valor suficientemente alto que a segunda blindagem poderá ser insuficiente para garantir proteção adequada.

Para propósitos de estimativa do perigo causado pela radiação de *bremssstrahlung*, a seguinte relação dada pela equação pode ser utilizada onde f é a fração da energia da radiação beta incidente convertida em fótons, Z é o número atômico do absorvedor, e E_β é a energia máxima do espectro de partículas beta em MeV. Para assegurar adequada proteção, considera-se que todos os fótons, devido à radiação de *bremssstrahlung*, são oriundos da energia máxima.

$$f \approx \frac{6 \cdot 10^{-4} \cdot Z \cdot E_\beta}{1 + 6 \cdot 10^{-4} \cdot Z \cdot E_\beta} \quad (1)$$

O fluxo de *bremssstrahlung* ϕ a uma distância d da fonte de radiação beta pode ser estimado pela equação:

$$\phi \approx \frac{f \cdot \bar{E}_\beta}{4 \cdot \pi \cdot d^2 \cdot E_\beta} \quad (2)$$

\bar{E}_β é a energia média da partícula beta e pode ser estimada pela equação:

$$\bar{E}_\beta \approx \frac{E_\beta}{3} \quad (3)$$

O alcance R_β das partículas beta, em unidades de densidade de superfície mg/cm^2 , pode ser estimado pela Equação

4 para partículas beta, com energias entre 0,01 e 2,5 MeV, onde R_β é dado em mg/cm^2 e E_β é dado em MeV.

$$R_\beta \approx 412 \cdot E_\beta^{1,265 - 0,0954 + \ln E_\beta} \quad (4)$$

Para $E_\beta > 2,5$ MeV, o alcance da partícula beta R_β pode ser estimado como segue, pela Equação 5, onde R_β é dado em mg/cm^2 e E_β é dado em MeV.

$$R_\beta \approx 530 \cdot E_\beta - 106 \quad (5)$$

Blindagem para radiação gama

A atenuação da radiação gama é qualitativamente diferente daquela para a radiação beta. As partículas beta possuem um alcance definido no material e são completamente absorvidas. A radiação gama, por outro lado, pode ter a sua intensidade reduzida pelo aumento da espessura do absorvedor, porém, pode não ser completamente absorvida. Se a atenuação da radiação gama monoenergética for medida sob condições de boa geometria (isto é, a radiação é bem colimada num feixe estreito), os dados da intensidade, quando colocados num gráfico semilogarítmico versus a espessura do absorvedor, apresentará uma linha reta com a inclinação igual ao coeficiente de atenuação.

A intensidade da taxa de dose absorvida transmitida por um absorvedor pode ser calculada como mostra a Equação 6, onde $I(t)$ é a intensidade de radiação gama ou taxa de dose absorvida transmitida por um absorvedor de espessura t . As unidades μ e t são a recíproca uma da outra.

$$I(t) = I(0) \cdot e^{-\mu \cdot t} \quad (6)$$

Se a espessura de absorvedor t é medida em cm, então μ é o coeficiente de atenuação linear e sua unidade é dada em cm^{-1} . Se t possui unidade de densidade superficial g/cm^2 , então μ é o coeficiente de atenuação mássico, μ_m , e sua unidade é dada em cm^2/g .

Como uma aproximação de primeira ordem fazendo uso da densidade superficial, todos os materiais possuem aproximadamente as mesmas propriedades de atenuação do fóton para fótons, com energias entre 0,75 e 5,0 MeV (megaelétrons- volts). Dentro desse intervalo de energias, as propriedades de blindagem para radiação gama são aproximadamente proporcionais à densidade do material de blindagem. Para fótons com energias menores ou maiores, absorvedores de número atômico maior proporcionam blindagem mais efetiva que aqueles de baixo número atômico para certa densidade superficial.

Sob condições de geometria pobre (por exemplo, para um feixe amplo ou para uma blindagem espessa), a equação anterior subestimar a espessura de blindagem

exigida porque considera que todos os fótons que interagem com a blindagem serão removidos do feixe e não serão detectados. Um grande número de fótons pode ser espalhado pela blindagem na direção do detector, ou fótons que tenham sido espalhados fora do feixe podem ser espalhados de volta após uma segunda interação.

Uma espessura de blindagem para condições de geometria pobre pode ser estimada pelo uso do fator de acumulação (*build up*) B , assim pode ser estimada como segue:

$$I_{(t)} = I_{(0)} * B * e^{-\mu * t} \quad (7)$$

O fator de acumulação sempre será maior que um, e pode ser definido como uma razão da intensidade de radiação fotônica, incluindo tanto a radiação primária como a espalhada, em qualquer ponto do feixe, pela intensidade somente do feixe primário no ponto. O fator de acumulação pode ser aplicado tanto ao fluxo de radiação como à taxa de dose absorvida.

Os fatores de acumulação são calculados para várias energias de fótons e vários absorvedores. A maioria dos gráficos ou tabelas fornece a espessura de blindagem em termos de comprimento de relaxação. Um comprimento de relaxação é a espessura de uma blindagem que atenuará um feixe a $1/e$ (aproximadamente 37%) de sua intensidade original. Um comprimento de relaxação, portanto, é numericamente igual à recíproca do coeficiente de atenuação linear ($1/\mu$).

A espessura de um absorvedor que, quando introduzida no feixe de fóton primário, reduz a taxa de dose absorvida à metade é chamada de camada semirredutora – CSR. A CSR pode ser calculada como segue:

$$HVL = \frac{\ln 2}{\mu} \quad (8)$$

A espessura de blindagem para fótons necessária pode ser estimada considerando um feixe estreito ou boa geometria ao calcular a blindagem exigida e, assim, aumentando o valor encontrado em uma CSR para considerar o fator de acumulação.

A espessura de um absorvedor que, quando introduzido no feixe de fótons primários, reduz a taxa de dose absorvida a um décimo é chamada de camada décimo redutora – CDR. Uma CDR é igual a aproximadamente 3,32 CSR, desde que seja determinada pela equação a seguir:

$$\frac{\ln 10}{\ln 2} \approx 3,32 \quad (9)$$

Os valores, tanto para CSR como para CDR, são tabelados para várias energias de fótons e vários materiais como blindagem.

A intensidade ou taxa de dose absorvida para uma fonte puntiforme obedece à lei do inverso do quadrado e pode ser calculada conforme mostra a Equação 10, onde I é a intensidade do fóton ou taxa de dose absorvida na distância d da fonte.

$$\frac{I_1}{I_2} = \left(\frac{d_2}{d_1} \right)^2 \quad (10)$$

Ao se calcular uma blindagem para a radiação gama, é necessário iniciar-se pelo conhecimento da fonte emissora da radiação gama, que deve ser bem caracterizada: estado físico, composição química, geometria, etc. Mas, acima de tudo, é preciso conhecer o fenômeno nuclear que se desenvolve nela, assim como a intensidade e a unidade empregada para a descrição quantitativa de sua intensidade, normalmente a atividade total. Se a fonte é complexa deverão ser conhecidos os radionuclídeos que a compõem e suas atividades respectivas.

Blindagem para nêutrons

Como em reatores nucleares, aceleradores de alta energia necessitam de blindagem massiva para proteger os trabalhadores. A maior parte da dose equivalente recebida pelos trabalhadores é oriunda da exposição aos produtos de ativação durante as operações de manutenção. Os produtos de ativação são produzidos nos componentes dos aceleradores e sistemas de suporte.

Para atenuar os níveis neutrônicos mediante blindagens é preciso aplicar na prática as propriedades de interação dos nêutrons com a matéria, levando em conta suas grandes variações com a energia. Três das propriedades básicas que devem ser utilizadas para o projeto das blindagens são:

- A dispersão.
- A moderação dos nêutrons rápidos, a qual ocorre em meios leves, por exemplo, em meios hidrogenados como água, parafina, plástico, etc.
- A absorção dos nêutrons térmicos, a qual ocorre em todos os materiais em maior ou menor proporção. Além disso, existem alguns elementos que possuem uma seção eficaz de absorção especialmente elevada, por exemplo, boro e cádmio. Ao contrário os nêutrons rápidos, penetram na matéria com facilidade, sendo pouco absorvidos.

Como consequência deste fato físico, deduz-se que:

- Uma blindagem para nêutrons tem que cumprir com duas missões. A primeira, abaixar a energia dos nêutrons até alcançar o equilíbrio térmico com o meio e, a segunda, absorvê-los assim que tenham sido termalizados.

Uma boa blindagem para a radiação gama e, portanto, uma blindagem com predomínio de materiais pesados não será a mais indicada para blindar os nêutrons.

Como regra geral para blindagem de radiação de nêutrons, o equilíbrio de energia do nêutron é obtido, e assim permanece constante após um ou dois comprimentos de relaxação para o material de blindagem. Portanto, para blindagens mais espessas que um comprimento de relaxação, a dose equivalente no exterior de uma blindagem de concreto ou ferro será atenuada com comprimentos de relaxação de 120 g/cm² ou 145 g/cm², respectivamente.

A perda de energia do nêutron por espalhamento elástico exige blindagem hidrogenada para maximizar a transferência de energia quando os nêutrons são moderados ou termalizados. Para energias maiores que 10 MeV, o processo inelástico é efetivo na atenuação dos nêutrons.

Um fato que complica mais ainda o projeto das blindagens para nêutrons provém de que eles, quase sempre, são acompanhados de radiação gama. A origem da radiação gama reside na própria fonte de nêutrons e nas interações destes com os meios materiais em que se encontram, e com as próprias blindagens de nêutrons.

Exemplo de cálculo de blindagem de uma casamata para o acelerador ciclotron

No caso da casamata (caverna) é preciso blindar a radiação neutrônica produzida no alvo do acelerador, além da radiação fotônica gerada tanto pela interação dos nêutrons com as barreiras da blindagem, como também pelo material emissor beta, gerado devido ao bombardeamento e que se acumula no alvo. Ao contrário, tanto nas células como na área de pacientes injetados, a radiação a ser blindada é a fotônica originada na aniquilação de pósitrons.

O principal termo fonte é constituído dos nêutrons a serem blindados, cujo poder de penetração depende da energia destes. Além disso, tanto os prótons ou dêuterons emergentes do ciclotron como os nêutrons originados podem induzir radioatividade nos materiais do interior da casamata a eles expostos.

As partículas aceleradas emergem com uma direção bem definida. Quando esse feixe incide num meio material, podem ser produzidos nêutrons, que são emitidos na mesma direção e sentido que as partículas incidentes. Esses nêutrons podem ser denominados primários, configurando o denominado feixe primário de nêutrons. Adicionalmente, são emitidos nêutrons em qualquer outra direção, mas tanto sua taxa de fluência como sua energia resultam inferiores às do feixe primário.

Quando os nêutrons do feixe primário incidem contra as paredes da casamata, mais de 90% deles são absorvidos no próprio material, enquanto que 10% são

retrodispersados, voltando para o interior da casamata. Depois de várias retrodispersões, os nêutrons tornam-se praticamente termalizados, dando lugar ao denominado "gás" de nêutrons, que durante as irradiações é apresentado no interior da casamata.

Para efeito de cálculo, é necessário considerar a necessidade de blindagem da radiação primária a partir da situação mais desfavorável (adoção de valores claramente maiores que os habituais de trabalho).

SISTEMAS DE SEGURANÇA

Existe um grande número de sistemas de segurança controlando o ciclotron, além do grande número de sistemas dedicados ao monitoramento de serviços tais como gases, ventilação, ar-condicionado, refrigeração, radiação e segurança pessoal.

Durante a produção de radioisótopos, que leva aproximadamente 90 minutos, o ciclotron produz radiação que é efetivamente contida na blindagem do ciclotron, denominada de caverna do ciclotron. A caverna é construída em concreto com até 2 m de espessura. Uma vez que o ciclotron é desligado, deixa de produzir radiação.

O acesso à instalação é limitado com operação do equipamento efetuada por pessoal bem treinado e altamente qualificado.

CONTROLES DE ENGENHARIA^{1,12}

Os controles de engenharia são projetados para prevenir a entrada em um ambiente blindado, aviso iminente do feixe ou isolar a fonte de radiação. Os controles de engenharia podem ser ativos ou passivos.

Controle de engenharia passivo

Uma vez instalados, os controles de engenharia passivos realizam sua função prevista estando corretamente posicionados. Entre eles, incluem-se as blindagens, tais como concreto, aço, chumbo e terra; e as barreiras, tais como cercas.

Controle de engenharia ativo

Os controles de engenharia ativos incluem os detectores, que indicam as condições de variação e os dispositivos eletrônicos e ajustam uma ação de segurança. Esses incluem:

- a) Monitores de radiação de área que desligam o feixe se a radiação exceder o valor de projeto;
- b) Chaves de controle, como o sistema de intertravamento, que previne a operação do feixe enquanto houver pessoas na sala de feixe;
- c) Sensores e intertravamentos que desligam o feixe se a porta da sala de feixe for aberta;

- d) Botões de desligamento que interrompem ou evitam a operação do feixe numa emergência.

São mencionados certos aspectos da instalação necessários para garantir um funcionamento seguro do sistema.

Controle de acesso à instalação

Originado por motivos de segurança física, além de motivos de proteção radiológica. Um primeiro controle de acesso deve ser previsto na área de recepção de qualquer instalação.

Os acessos serão equipados com portas mantidas com fechaduras, que necessitam de chaves para a sua abertura a partir da área externa. A partir da área interna é suficiente, na maioria dos casos, a fechadura que se abre com o simples giro da maçaneta. Essa configuração contribui para garantir o acesso controlado, possibilitando sempre a fácil saída desde o interior da instalação.

Quanto aos intertravamentos de proteção e segurança, aconselháveis para uma instalação de ciclotron, podem ser mencionados os seguintes:

- Intertravamento do ciclotron, garantindo que não possa ser colocado, caso a porta da casamata não se encontre totalmente fechada.
- Intertravamento da abertura da porta da casamata enquanto o ciclotron encontrar-se em funcionamento.
- Intertravamento entre as duas portas do SAS das celas de produção e síntese, impedindo que ambas as portas sejam abertas de modo simultâneo. Desse modo, impede-se que entrem em contato direto duas áreas que diferem em mais de uma classe de qualidade ambiental, área de circulação e laboratório de radiofarmácia.
- Intertravamento com o sensor de deslocamento da porta de acesso à casamata, a fim de evitar acidentes em consequência de aprisionamentos. Para evitar esses riscos, como também que de modo inadvertido seja fechada a porta, ficando alguém dentro da casamata, o sistema de abertura e fechamento poderá ser operado, unicamente, mediante os dispositivos que deverão estar situados ao lado da porta, um no exterior e outro no interior da casamata. O do exterior, poderá tanto fechar como abrir a porta, enquanto que o do interior da casamata permitirá abrir a porta.
- Intertravamento no sistema de extração da atmosfera do interior da casamata, no caso de a atividade ambiental superar um valor pré-fixado. Além disso, poderá dispor de outro intertravamento similar para a extração dos gases das celas, contando com a opção de enviar tais gases a um sistema de filtração e exaustão.

Além disso, deverá contar com sistemas de parada de emergência e bloqueio tais como:

- Sistemas de paradas de emergência do ciclotron, dispostos no interior da casamata, situados em paredes opostas, na sala de controle e acesso aos mesmos. As "setas" se conectarão em série, de modo que acionando qualquer uma delas o circuito fique aberto, atuando sobre o PLC e impedindo o funcionamento do ciclotron.
- Liberação do sistema de intertravamento das portas do SAS, a fim de permitir que estejam abertas de modo simultâneo, facilitando uma possível saída de emergência.

Sistema de controle na transferência de material radioativo para as celas:

- No caso de a cela ter a porta aberta, será impedida a transferência de material radioativo.
- No caso de estar sendo efetuada uma transferência, será impedida a abertura da cela.

Para os gases radioativos que possam ser gerados no interior da cela, será previsto um sistema de insuflamento e exaustão, com filtração que permita um tempo de decaimento prévio ao seu descarte para o exterior.

Dentro do contexto dos sistemas de proteção, também cabe indicar os aspectos relacionados com as situações de emergência: tanto a setorização de espaços como o dimensionamento das rotas de escape e as correspondentes sinalizações.

Em relação à detecção de incêndios, devem ser instalados detectores em todas as zonas da instalação. Os detectores podem ser de tipo analógico de detecção individual, conectados à central de segurança do edifício da instalação.

O sistema de ventilação da instalação deve possuir dupla função:

- Manter a qualidade ambiental no interior da mesma sobre a base dos requisitos de radiofarmácia.
- Minimizar o impacto ambiental exterior que tenha origem uma contaminação no interior da instalação, o que é fundamental tanto do ponto de vista higiênico, como do ponto de vista específico da proteção radiológica.

O ar de extração será filtrado (filtros HEPA) antes de ser lançado ao exterior.

Controles administrativos

Os controles administrativos são procedimentos e ações que incluem:

- Procedimentos operacionais (POP) e permissões de trabalho (PTR), que documentam as descrições dos trabalhos, condições radiológicas e os controles e

- Procedimentos de busca e de segurança (varredura), que asseguram que nenhuma pessoa permaneça numa sala de linha de feixe quando está sendo preparada para receber um feixe;
- Procedimentos de controle de configuração, que asseguram que itens como blindagem, por exemplo, não sejam removidos.

Procedimentos de operação padrão e permissão de trabalho radiológico

O trabalho radiológico rotineiro é realizado de acordo com um POB. O trabalho sob risco não rotineiro e ocasional necessita uma PTR. Uma PTR é necessária para trabalho em uma área de alta radiação, alta contaminação e área de radioatividade no ar ambiente.

As PTR normalmente são preparadas com a ajuda de um técnico de proteção radiológica (TPR).

PROGRAMA DE CONTROLE DE CONFIGURAÇÃO^{15,17,22,24}

As estruturas e equipamentos são mantidos em configurações específicas para realizar a função de segurança exigida. Exemplos de tais estruturas incluem as barreiras, blindagens, magnetos e tampões de feixe.

O programa de controle de configuração inclui inventário e identificação dos dispositivos, operações de fechamento e sinalização, inspeções periódicas, procedimentos e autorizações para alteração de configuração e teste para verificar a configuração e operação apropriada.

Para garantir que os controles passivos, tais como as barreiras ou tampões de feixe, se encontram em seus lugares, é utilizado um intertravamento. Em princípio, esse poderia ser um circuito de baixa tensão que é acoplado seguramente à barreira. Se a barreira for movida, o circuito elétrico se romperá, o intertravamento é desabilitado, e o feixe não poderá operar.

O sistema algumas vezes opera como um sistema de alarme caseiro para ladrões. Toda tentativa desautorizada de contornar o intertravamento conduzirá a penalidades, incluindo demissões e possíveis implicações criminais.

Similarmente, os intertravamentos asseguram que os magnetos estão corretamente posicionados ou que os tampões de feixe estão colocados. O feixe pode operar somente quando o sistema inteiro se encontra corretamente configurado.

MONITORAMENTO PARA RADIAÇÃO E RADIOATIVIDADE

O monitoramento para radiação e radioatividade envolve a verificação de áreas de trabalho, equipamentos, pessoas e ambiente para radiação externa e contaminação radioativa.

São necessárias técnicas e instrumentos especiais, devido a diferentes tipos de radiação, tais como radiação gama, nêutrons e feixes pulsados.

É necessário considerar, separadamente, o projeto de programas de monitoração de rotina e operacional para o local de trabalho. O programa de monitoração especial será projetado para obter objetivos específicos. Não é aconselhável desenvolver programas em termos gerais.

INSTRUMENTOS E TÉCNICAS PARA O MONITORAMENTO

A radiação ionizante inclui as partículas alfa, beta, partículas carregadas de alta energia, radiação gama e radiação de nêutrons. São usados instrumentos específicos para estes três tipos de radiação, assim o indivíduo exposto (IOE) deve saber o que está procurando e, para tanto, deve fazer uso de vários instrumentos.

Além disso, são usados diferentes instrumentos para radiação externa (medida em R/h, mGy/h ou mSv/h) e para contaminação [medida em contagens por minuto (cpm)]. O projeto, calibração e uso de instrumentos específicos, é parte do treinamento oferecido aos IOE.

DETECÇÃO E MEDIDA DOS CAMPOS DE RADIAÇÃO E CONTAMINAÇÃO RADIOATIVA

A monitoração ou verificação por esfregaço, com instrumentos de monitoração de bancada, piso, roupa, pele e outras superfícies, é o melhor procedimento qualitativo. É difícil torná-lo significativamente quantitativo. Os instrumentos utilizados, normalmente, são detectores ao invés de dispositivos para medida. Uma vez que as quantidades de radioatividade envolvidas são pequenas, a sensibilidade dos instrumentos deve ser muito alta.

A exigência quanto à portabilidade dos detectores para contaminação depende do uso para o qual está intencionado. Se o instrumento é idealizado para propósitos gerais em monitoração de superfícies em laboratórios, é aconselhável um instrumento do tipo portátil. Se o instrumento for idealizado para uso específico onde o item a ser monitorado pode ser levado até o instrumento, a portabilidade não se torna necessária. Os monitores para roupas, mãos e sapatos, geralmente, não são portáteis.

Instrumentos e monitores para taxa de contagem, geralmente, incorporam unidades de leitura e alerta acústico.

AMOSTRADORES E MONITORES PARA O AR

As partículas presentes no ar podem ser amostradas pelos seguintes métodos: sedimentação, filtração, impactação

e precipitação eletrostática ou térmica. Porém, a contaminação por partículas presentes no ar é monitorada por filtração (bombeamento do ar através de um meio filtrante e medida da radioatividade presente no filtro). As taxas de fluxo para a amostragem geralmente são maiores que 0,03 m³/minuto. Os tipos específicos de amostradores de ar incluem amostradores "para coleção rápida de ar" e monitores contínuos de amostragem de ar (MCA). Os MCA são encontrados tanto com filtro de papel fixo como em movimento. Um MCA deve incluir um sistema de alarme, cuja função principal é alertar quanto às variações dos níveis de contaminação presentes no ar.

MONITORAMENTO DE EFLUENTES

O monitoramento de efluentes está relacionado com a medida de radioatividade em seu ponto de liberação no ambiente. É relativamente fácil realizar este monitoramento, devido à natureza controlada da localização de amostragem, que normalmente encontra-se numa corrente de rejeito descartada por uma chaminé ou por uma tubulação de descarga de líquidos.

Pode ser que seja necessário o monitoramento contínuo da radioatividade presente no ar. Além dos dispositivos

para coleta de amostras, um filtro – um arranjo típico de amostragem para partículas presentes no ar – inclui um dispositivo para movimentação do ar, um medidor de vazão e tubulações associadas. O dispositivo para movimentação do ar fica localizado no sentido da corrente do coletor de amostra. Ou seja, o ar passa primeiro pelo coletor de amostra e depois pelo restante do sistema de amostragem. As tubulações de amostragem, particularmente aquelas antes do sistema coletor de amostra, devem ser mantidas as mais curtas possíveis e livres de curvaturas afiadas, áreas de turbulência, ou resistência para o fluxo de ar. Deve ser usado volume de ar constante, num intervalo adequado de queda de pressão para a amostragem de ar.

Algumas vezes é necessário o monitoramento contínuo de tubulações contendo líquidos e rejeitos para materiais radioativos. As tubulações contendo rejeitos de laboratórios quentes, laboratórios de Medicina Nuclear e linhas de refrigeração são alguns exemplos. Entretanto, o monitoramento contínuo pode ser realizado pela análise laboratorial de rotina de uma pequena amostra proporcional à vazão do efluente. Encontram-se disponíveis amostradores que tomam aliquotas periódicas ou que extraem continuamente, uma pequena quantidade de líquido.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- Anderson JA, Matthews D. Site planning and radiation safety in the PET facility. Department of Radiology, The University of Texas Southwestern Medical Center at Dallas, Dallas, TX 75390-9071
- Bixler A, Springer G, Lovas R. Practical aspects of radiation safety for using Fluorine-18. *J Nucl Med Technol.* 1999;27:14-16.
- Brown TF, Yasillo NJ. Radiation safety considerations for PET centers. *J Nucl Med Technol.* 1997;25:98-102.
- Cao ZJ, Corley JH, Allison J. 18F protection issues: human and gamma camera. *J Nucl Med Technol.* 2003;31:210-15.
- CNEN-NN-3.01. RES. 27/2005. Diretrizes básicas de proteção radiológica. D.O.U. 06/01/2005.
- CNEN-NE-3.02. DNE-33. RES. 10/88. Serviços de radioproteção. D.O.U. 01/08/88.
- CNEN-NN-3.03. DNE-48. RES. 05/95. Certificação da qualificação de supervisores de radioproteção. D.O.U. 01/09/95.
- CNEN-NE-6.01. DNE-11. RES. 10/80. Autorização a pessoas físicas para o preparo e uso de fontes radioativas não seladas. D.O.U. 21/01/81.
- CNEN-NE-6.02. DNE-21. RES. 09/84. Licenciamento de instalações radioativas. D.O.U. 16/12/84.
- CNEN-NE-6.05. DNE-28. RES. 19/85. Gerência de rejeitos radioativos em instalações radioativas. D.O.U. 17/12/85.
- Erdman M, King S, Miller K. Recent experiences with shielding a PET/CT facility. *Health Phys.* 2004;87:S37-9.
- Gonzalez L, et al. Preliminary safety evaluation of a cyclotron facility for positron emission tomography imaging. *Eur J Nucl Med.* 1999;26:894-9.
- Hertel NE, et al. Neutron measurements in the vicinity of a self-shielded pet cyclotron. *Radiation Protection Dosimetry.* 2004;108(3):255-61.
- ICRP Publication 60: 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. *Annals of the ICRP.* Vol. 21. Oxford: Pergamon Press; 1991. p. 1-3.
- Jacobson MS, et al. The planning and design of a new PET radiochemistry facility. *Mol Imaging Biol.* 2002;4:119-27.
- Kim YS, et al. New design of the kirams-13 cyclotron for regional cyclotron center. *Proceedings of APAC 2004, Gyeongju Korea;* 2004.
- Moritz L, van den Elzen R. TRIUMF TR30-1 Safety Report TR-EHS-2005-03, Rev. 0
- Madsen MT, et al. AAPM Task Group 108: PET and PET/CT shielding requirements. *Med Phys.* 2006;33:4-15.
- Marti-Climent J, et al. Utilización de un ciclotrón para la producción de radionucleidos emisores de positrones. *Rev Esp Med Nucl.* 1999;18(4):261-7.
- O'Donnell RG, et al. Measurement of the residual radioactivity induced in the front foil of a target assembly in a modern medical cyclotron. *App Radiat Isot.* 2004;60:539-42.

23. Khan GS, et al. Initial experience with an 11 MeV self-shielded medical cyclotron on operation and radiation safety. *Journal of Medical Physics*. 2007;32(3).
24. Khan GS, Senthamizchelvan S. Radiation exposure to staff in a PET/CT facility. *Indian J Nucl Med*. 2006;21:100-3.
25. GE Healthcare operating instructions. Knoxville, USA: CTI Inc; 2000.
26. Wilson A, et al. Safety and protection problems in the management of a plant with cyclotron, radiopharmacy laboratory and PET/CT equipment. <http://www.colloquium.fr/06IRPA/IRPA06CM/docs/P-111.pdf>, 2006 May.
25. Sharma S, Krause G, Ebadi M. Radiation safety and quality control in the cyclotron laboratory. *Radiat Prot Dosimetry*. 2006;118:431-9.
26. Shen LH, et al. The research/development and medical applications of isotope and radiation technology in Taiwan. *Ann Nucl Med Sci*. 2004;17(2):93-104.
27. Siegel JA. *Guide for Diagnostic Nuclear Medicine*. Reston, VA: Society of Nuclear Medicine; 2002.