

AValiação DA DOSE INTERNA DE TRABALHADORES ENVOLVIDOS NA MANIPULAÇÃO DE RADIOISÓTOPOS E RADIOFÁRMACOS PARA FINS MÉDICOS.

Regina Borges Prestes Cesar e Carlos Henrique de Mesquita
Departamento de Proteção Radiológica
Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN
Comissão Nacional de Energia Nuclear - CNEN

RESUMO

Avaliam-se os níveis de dose interna dos trabalhadores do IPEN envolvidos na produção de radioisótopos e radiofármacos para fins médicos. Nessa produção os trabalhadores foram agrupados em seis equipes, a saber: pesquisa e desenvolvimento, produção rotineira, controle de qualidade, embalagem, proteção radiológica e manutenção. A dose interna foi avaliada segundo modelos descritos pela ICRP-30 a partir de resultados obtidos em monitorações realizadas num contador de corpo inteiro. Relata-se resultados de 970 monitorações efetuadas no período de três anos.

INTRODUÇÃO

O IPEN/CNEN-SP é responsável pela fabricação de vários produtos de uso na medicina nuclear. Basicamente, os radioisótopos utilizados são ^{125}I , ^{99}Mo , $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{51}Cr , ^{75}Se , ^{24}Na , ^{197}Au , ^{32}P , ^{32}S , ^{131}I . Com estes radioisótopos são manufacturados 32 sub-produtos conforme relação distribuída pelo IPEN. Nesta produção está envolvida radioatividade de da ordem de 2×10^7 Bq (700Ci - a atividade manipulada é da ordem de 700Ci, enquanto ao final de produção, a efetiva é da ordem de 300Ci) por mês. Os radioisótopos ^{125}I e $^{99\text{m}}\text{Tc}$ são responsáveis pela maior demanda. Estimamos que com esses produtos são realizados cerca de 50 mil exames mensais no Brasil.

O pessoal envolvido nesta produção é periodicamente monitorado com a finalidade de avaliar as condições de salubridade radiológica. No programa de monitoração consta a medida de dose recebida externamente usando-se para isto dosímetros fotográficos e paralelamente são realizadas monitorações de radiação de corpo inteiro visando avaliar eventuais contaminações de natureza interna.

O propósito deste trabalho é avaliar o custo social, visto pelo enfoque radiológico, da produção dessas substâncias radioativas voltadas para os fins médicos.

MATERIAIS E MÉTODOS

As monitorações de radiação provenientes de contaminação interna (inalação, ingestão e absorção) foram mensuradas utilizando-se um Contador de Corpo Inteiro (CCI), instalado no IPEN/CNEN-SP, constituído de um detector cilíndrico de $\text{NaI}(\text{Ti})$ de 20x8cm, acondicionado dentro de uma sala de $3 \times 3 \times 3 \text{m}$ com paredes de espessura de 12,5cm de aço de baixa radiação de fundo e revestidas internamente com 3mm de chumbo e 5mm de cádmio. Os dados provenientes do detector foram acumulados em um analisador tipo multicanal max

ca Norland modelo 5400 configurado com analisador analógico; co-digital Norland modelo 5410. Para cada monitoração os dados colhidos de analisador multicanal foram transferidos para um microcomputador que processava os resultados. As "contagens" provenientes do analisador multicanal foram normalizadas no tempo (transformadas em contagens/minuto), subtraídas de um espectro de radiação de fundo que levava em conta a radiação natural contida no indivíduo. A seguir quando se constatava algum nível de contaminação o programa computacional integrava a área do fotopico e dividia esse resultado pela eficiência de contagem e pelo "yield" do fôton.

Na avaliação da dose comprometida foram adotados os critérios estabelecidos pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP-30).

Na ocorrência de uma contaminação interna pressupõe-se que a curva de retenção corpórea seguisse a função exponencial do tipo:

$$R(t) = \sum_{i=1}^n a_i \exp(-\lambda_i t)$$

onde a_i e λ_i são parâmetros próprios de cada radionuclídeo, " t " é o tempo decorrido após a incorporação. A dose comprometida é estimada mediante o uso da expressão:

$$D(\text{mSv}) = \frac{\text{CCI}(\text{Bq}) \times \text{Fd}(\text{mSv/Bq})}{R(t)}$$

onde CCI é o resultado da medida de corpo inteiro, $R(t)$ é a estimativa da fração retida no dia " t " após o "intake" e Fd é o fator de dose (mSv/Bq).

Nos casos de ocorrência de "re-intakes" foi considerada uma retroprojeção dos "intakes" anteriores à medida e devidamente descontados.

A equipe de funcionários monitorados neste trabalho foi subdividida em seis grupos, conforme tabela I.

TABELA I - Número de funcionários por tipo de trabalho

GRUPO	PROTEÇÃO	QUALIDADE	CONTROLE	PROTEÇÃO	PESQUISA e DESENVOLVIMENTO	MANUTENÇÃO
1985	20	7	9	5	11	1
1986	17	8	10	5	9	1
1987	17	7	9	6	12	1

Durante o período considerado foram realizadas 970 monitorações das equipes relatadas neste trabalho. As monitorações foram realizadas semanalmente com certa irregularidade.

RESULTADOS E DISCUSSÃO

A tabela II reúne os resultados de dose das equipes de trabalho referentes aos anos de 1985 a 1987. Nesta tabela os resultados estão expressos na forma de dose máxima individual e dose média (\pm) desvio padrão de cada equipe. Por esses resultados podemos concluir que todas as doses individuais mantiveram-se abaixo do limite estocástico máximo permitido, que é de 50 mSv/ano. Provavelmente esses níveis foram mantidos graças à segurança dos sistemas de proteção envolvidos, como por exemplo, a utilização de células de processamento.

Os elementos radioativos que produziram maior dose interna foram o ^{131}I e o ^{137}Cs com predominância do ^{131}I . Na

TABELA II - Resultados de dose das equipes de trabalho

Radioteleótipo	DOSE CONVENCIONADA EM 1965 (mR/ano)					
	TIPO DE TRABALHO					
	Pesquisa e Desenvolvimento	Produção	Controle de Qualidade	Embalagem	Proteção	Manutenção
131I	0,63 0,63	1,08 1,77 1,71	2,44 2,64	0,46 0,76 0,16	2,29 1,74 0,99	2,22 2,22
137Cs	< 0,01	< 0,01	< 0,01	< 0,01	< 0,01	< 0,01
99mTc	0,03 0,03 0,02	6,19 0,61 1,38	0,16 0,03 0,04	0,09 0,04 0,04	0,03 0,03 0,03	0,01 0,01
99mno	< 0,01	< 0,01	< 0,01	< 0,01	< 0,01	< 0,01
Dose Coletiva Interna	0,70	30,66	2,80	1,17	7,06	2,29
Dose Coletiva Externa	3,22	86,07	10,74	40,05	70,00	2,29

Radioteleótipo	DOSE CONVENCIONADA EM 1966 (mR/ano)					
	TIPO DE TRABALHO					
	Pesquisa e Desenvolvimento	Produção	Controle de Qualidade	Embalagem	Proteção	Manutenção
131I	0,13 0,13	0,00 0,44 0,77	< 0,01	0,26 0,76	1,85 0,62 0,76	< 0,01
137Cs	< 0,01	< 0,01	< 0,01	< 0,01	< 0,01	< 0,01
99mTc	< 0,01	< 0,01	< 0,01	< 0,01	< 0,01	< 0,01
99mno	< 0,01	< 0,01	< 0,01	< 0,01	< 0,01	< 0,01
Dose Coletiva Interna	0,13	7,00	< 0,01	0,76	1,85	< 0,01
Dose Coletiva Externa	17,46	120,77	10,77	15,60	40,70	7,8

Radioteleótipo	DOSE CONVENCIONADA EM 1967 (mR/ano)					
	TIPO DE TRABALHO					
	Pesquisa e Desenvolvimento	Produção	Controle de Qualidade	Embalagem	Proteção	Manutenção
131I	1,48 1,48	6,75 0,17 2,59	0,74 0,74	1,17 0,79 0,58	0,08 0,08	0,08 0,08
137Cs	< 0,01	< 0,01	< 0,01	< 0,01	< 0,01	< 0,01
99mTc	< 0,01	0,08 0,03 0,04	< 0,01	< 0,01	0,09 0,03 0,03	< 0,01
99mno	< 0,01	0,03 0,03 0,03	< 0,01	< 0,01	< 0,01	< 0,01
Dose Coletiva Interna	1,48	17,77	0,74	1,78	0,17	0,08
Dose Coletiva Externa	2,00	41,62	0,79	20,66	0,44	< 0,01

produção do IPEN as atividades com ^{99m}Tc são da ordem de 10^3 Bq/mês (250Ci/mês) contra 10^1 Bq/mês (25Ci/mês) de ^{131}I . Por outro lado, conforme a tabela II, as doses individuais sugerem que o ^{131}I apresenta maior taxa de dose de trabalho. O limite de incorporação para o ^{131}I , por via respiratória, é de 2×10^4 Bq/ano, enquanto o limite para o ^{99m}Tc é de 6×10^5 Bq/ano. Com isto, pode-se inferir que o ^{131}I é 3 mil vezes mais radiotóxico do que o

^{99m}Tc . Isto se deve as características metabólicas desses elementos e ao fato do ^{131}I ser um emissor beta-gama enquanto o ^{99m}Tc é um emissor gama puro. Por essas razões as doses internas relativas ao ^{99m}Tc em relação ao ^{131}I foram muito menores.

Dentre as equipes, a que recebeu maior nível de dose foi a da "produção", tanto ao nível individual como coletiva. Por outro lado, a equipe que se submeteu à menor exposição foi a da manutenção, seguida pela de pesquisa.

Considerando-se a razão entre as doses coletivas interna e externa, por equipe, constatou-se que o pessoal da embalagem recebe relativamente maior componente de dose externa, o que é razoável, pois em geral não entram em contacto direto com o material radioativo.

O grupo envolvido na manutenção das células de processamento apresentou relativamente maior componente de dose interna do que a externa. Interpretamos esta ocorrência sugerindo que neste tipo de trabalho o pessoal envolvido não se expõe à radiação gama de fontes intensas, pois ao trabalharem nas células de processamento, tais fontes não estão presentes, ou se estão, permanecem blindadas.

A equipe de desenvolvimento e pesquisa recebeu relativamente baixo nível de dose. Isto pode ser explicado levando-se em conta a esporadicidade no manuseio de fontes de baixa atividade. A análise dos resultados é semelhante no grupo de pesquisa, pois na maioria das vezes não manipulam fontes de atividades altas, embora esse grupo permaneça com tarefas rotineiras, o que não ocorre com a equipe de pesquisa.

O grupo da supervisão de proteção radiológica naquele ambiente de trabalho recebeu durante os anos de 85 e 86 relativamente doses altas para o tipo de trabalho realizado, pois não manipulavam material radioativo diretamente. Já durante o ano de 1987 (janeiro a agosto) verificou-se uma sensível diminuição nesses valores que julgamos ser consequência dessa rotina de monitoração que vem sendo aprimorada e sofrendo processos de constantes reavaliações ("feed-backs").

O nível de contaminação interna observado no período analisado indica que as condições de trabalho para qualquer uma das equipes permaneceu dentro dos critérios de segurança estabelecidos pela ICRP. Levando-se em conta os benefícios médicos obtidos com os produtos dessa instituição e considerando que as doses máximas individuais estão muito aquém do limite preconizado pelas normas internacionais, infere-se que a relação custo benefício seja positiva, segundo o enfoque radiológico.

AGRADECIMENTO

Os autores agradecem à Neura V. Barbosa, do laboratório de Dosimetria Fotográfica do IPEN, que gentilmente nos cedeu os resultados de dosimetria externa dos trabalhadores envolvidos neste trabalho.

BIBLIOGRAFIA

International Commission on Radiological Protection publication 30. Limits for Intakes of Radionuclides by Workers, Pergamon Press, 1981.