

LEVANTAMENTO DE DOSES INDIVIDUAIS NA ÁREA CONTROLADA DO REATOR TRIGA IPR-RIF. L. Alvarenga¹, F. M. Júnior²**SINOPSE**

O estudo das doses dos trabalhadores é de suma importância para um Programa de Qualidade em Proteção Radiológica. O objetivo é apresentar os níveis de radiação à qual um trabalhador está exposto em uma instalação nuclear. Através dos registros eletrônicos podem-se acompanhar de forma fácil os níveis de radiação aos quais os trabalhadores foram expostos. O controle de dose individual no laboratório do Reator Triga IPR-R1 é feito geralmente por dois tipos de dosímetros: os filmes dosimétricos e os dosímetros termoluminescentes. Os dosímetros termoluminescentes TLD-200 são utilizados para avaliar as doses recebidas individualmente ao longo de cada jornada de trabalho, estes são reutilizáveis, robustos, duráveis e fáceis de identificar. Através das leituras dos TLD-200 foi possível observar que os níveis de radiação de dose nas dependências da Área Controlada e do Reator estão dentro dos limites derivados do trabalho da Norma Brasileira de Radioproteção. Demonstrando também que o Laboratório tem boas práticas e um programa de proteção radiológica eficaz, as quais contribuem para que as doses nos trabalhadores sejam as mais baixas possíveis.

I. INTRODUÇÃO

Primeira instituição brasileira a dedicar-se à pesquisa nuclear, o Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN / CNEN) foi criado em 22 de agosto de 1952. Suas principais atividades concentram-se nas áreas de reatores, irradiadores, materiais, engenharia de processos, meio ambiente, saúde, radioproteção, rejeitos radioativos e física aplicada. Em 11 de novembro de 1960, inaugurou-se, o Reator de Pesquisa *TRIGA IPR-R1* (Fig.1), com a finalidade de pesquisa, produção de radioisótopos, treinamento de operadores e a análise por ativação neutrônica.(1)



Figura 1. Reator Nuclear de Pesquisa Triga IPR-R1

1 Tecnólogo, Esp. Prot. Radiológica – Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear e Centro Federal de Educação Tecnológica de Minas Gerais

2 Pesquisador, Professor – Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear

1.1 Características do Reator

O reator tem como combustível urânio enriquecido a 20% em U-235, sendo refrigerado a água leve desmineralizada. A água serve ainda como um moderador e como blindagem biológica. O sistema de refrigeração é fechado no primário e no secundário, e é constituído basicamente de bombas, trocador de calor e torre de resfriamento. Uma fonte de actínio-berílio é utilizada para a partida do reator. O controle da reatividade é feito através das barras absorvedoras de nêutrons contendo carboneto de boro, sendo elas, barra de controle, barra de regulação e barra de segurança. O reator disponibiliza três dispositivos principais para irradiação de amostras: tubo central, mesa giratória e sistema pneumático, e também um extrator de nêutrons, para análise em neutrografia. O controle da radiação no laboratório do reator é realizado por sistemas de monitoração fixos e monitores portáteis.

1.2 Tipos de Radiação Associados à Operação do Reator

As contribuições mais importantes para a elevação dos níveis de radiação na sala do reator e adjacência são: Radiação gama proveniente de produtos de fissão e de produtos de ativação dos componentes do núcleo, do oxigênio e das impurezas da água. Radiação beta e gama proveniente de amostras irradiadas no reator. Radiação de nêutrons provenientes do núcleo e que passam através da água de blindagem ou através de dispositivos de irradiação.

1.3 Zonas de Contaminação e de Radiação

As principais áreas de sujeitas a contaminação e radiação são as regiões perto aos terminais pneumáticos, nas caixas de recolhimento dos rejeitos, na área de manipulação e abertura de porta amostras, no sistema de irradiação de amostra da mesa giratória onde os valores de taxa de dose podem atingir até 0,18 mSv/h com o reator funcionando a 100 kW. No sistema de resina troca-íons, caso ocorra vazamento nos elementos combustíveis, na água do poço do reator e nos laboratórios de contagem.(2)

1.4 Dosimetria Individual

São vários os tipos de detectores disponíveis no mercado. Para a medição de radiação dos trabalhadores no laboratório do reator foram observados parâmetros básicos para a escolha do tipo de detector utilizados na instalação nuclear, tais como, o tipo de radiação que se deseja medir, a dependência energética, o nível de radiação, respeitando assim as escalas do instrumento utilizado, tempo de resposta. O controle de doses individuais no laboratório do reator são realizadas geralmente por dois tipos de dosímetros, os filmes dosimétricos e os dosímetros termoluminescentes. Os filmes dosimétricos são utilizados para controlar a dose mensal. Tem sido utilizado o filme *personal monitoring D2/10*, concebido para cobrir uma ampla faixa de resposta, desde 0,20 mSv até 2,0 mSv.

2-MATERIAIS

Os dosímetros termoluminescentes TLD-200 (Fig.2) foram utilizados para avaliar as doses recebidas individualmente ao longo de cada jornada de trabalho. São reutilizáveis, robustos, duráveis e fáceis de identificar (6). São compostos de dois cristais de $\text{CaF}_2 : \text{D}_y$ montados sobre um filamento condutor. O conjunto é encapsulado em um bulbo de vidro selado e acondicionado em um invólucro de baquelite com cádmio e chumbo. Modelo Harshaw TLD-200 com as seguintes características, radiação detectada é eletromagnética fótons (20 keV a 2,0 MeV).

A leitura é feita em nC e convertida para μSv , através de curva de calibração. Tempo total de aquecimento de 18 segundos incluindo tempo de leitura(12s). Intervalo de resposta de $1 \mu\text{Sv}$ s 10^3Sv e com uma sensibilidade de $0,04 \mu\text{Sv/h}$ para 24 horas de exposição.



Figura 2. Dosímetros Termoluminescentes TLD-200

3. METODOLOGIA E RESULTADOS

O objetivo foi apresentar os níveis de radiação à qual um trabalhador está exposto em uma instalação nuclear. Através dos registros eletrônicos podem-se acompanhar de forma fácil os níveis de radiação aos quais os trabalhadores foram expostos. Foram utilizados os dosímetros termoluminescentes – Modelo Harshaw TLD-200 para monitoração diária. Através dos assentamentos diários do serviço de proteção radiológica foram montadas as tabelas anuais das doses absorvidas pelos trabalhadores da Área Controlada e do Reator TRIGA IPR-R1. Os valores de doses dos trabalhadores do laboratório, como também os operadores de reator foram reportados nas figuras 3, 4 e 5. As doses relacionadas nas figuras 1 e 2 estão representadas em dose equivalente efetiva acumulada no período de 1999 a 2003, sendo na unidade de mSv e valor máximo do gráfico de 1,2 mSv.

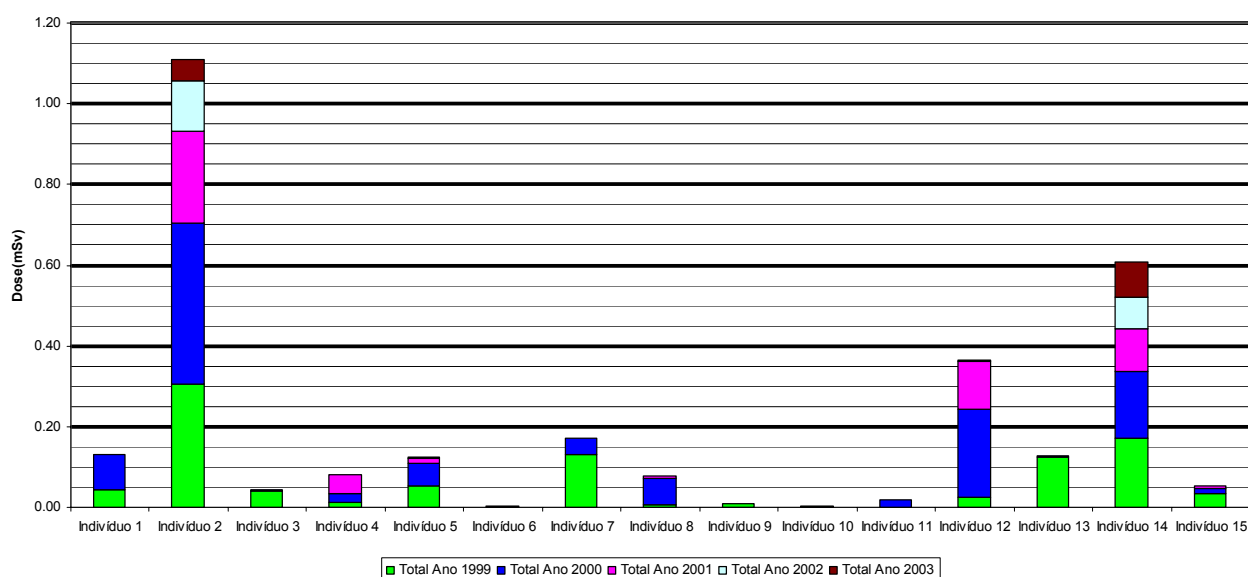


Figura 3. Somatório de Doses de diferentes indivíduos no período de 1999 a 2003

O indivíduo 2 apresentou dose equivalente efetiva acumulada relativamente maior que os demais indivíduos, devido ao desenvolvimento de inúmeras pesquisas com amostras de materiais utilizando o sistema de irradiação da mesa giratória, local onde a taxa de dose é maior.

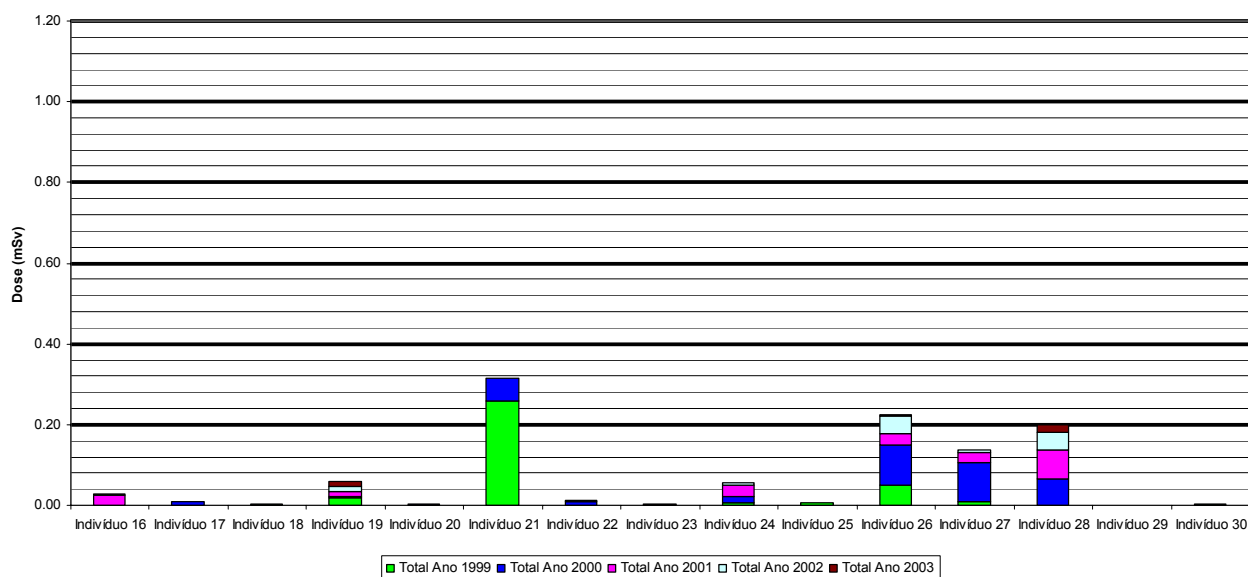


Figura 4. Somatório de Doses de diferentes indivíduos no período de 1999 a 2003

Os valores de doses dos indivíduos da fig. 4 foram pequenos, podendo assim, serem confundidos com o background. Importante lembrar que o ser humano esta exposto a níveis de radiação natural em media de 2,4 mSv/ano.(4)

Os valores de doses dos operadores do reator nuclear de pesquisa, como também o trabalhador responsável pelo manuseio de Fontes Radioativas foram reportados de acordo com a fig. 5. As doses relacionadas estão representadas em dose equivalente efetiva acumulada no período de 1999 a 2003, sendo na unidade expressa em mSv e valor máximo do gráfico de 3,0 mSv. As diferenças observadas na doses dos operadores são explicadas pelas atividades desenvolvidas pelos profissionais durante a realização de pesquisas e irradiação de amostras.

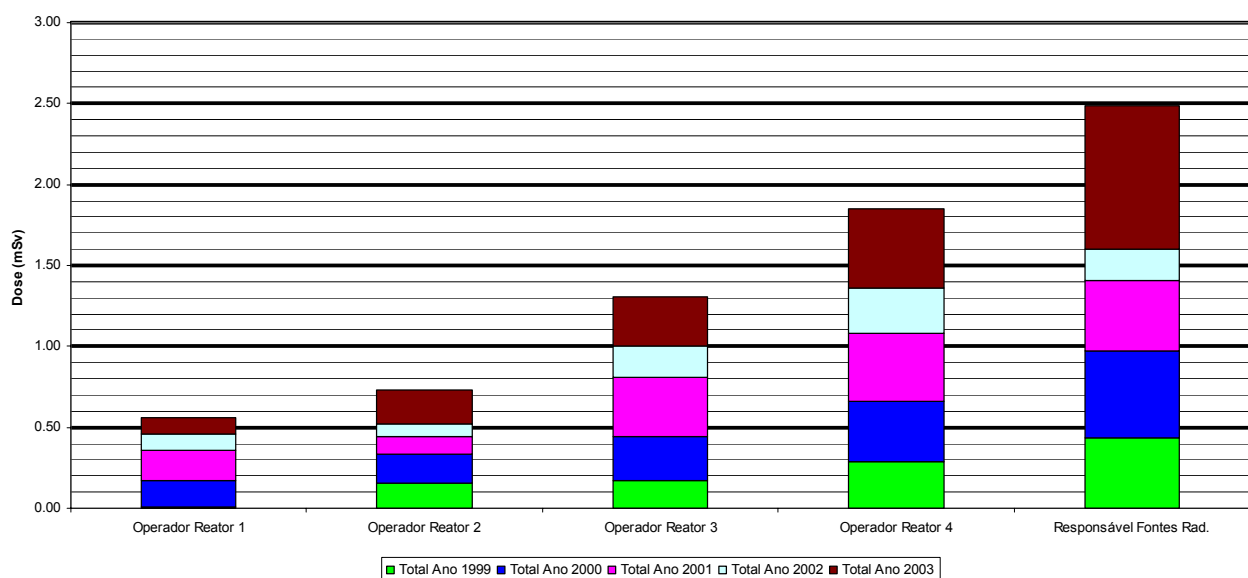


Figura 5. Somatório de Doses Individuais de operadores de Reator Nuclear e indivíduo responsável pelo manuseio de fontes Radioativas no laboratório do reator nos anos de 1999 a 2003

4. CONCLUSÃO

Os níveis de radiação de dose nas dependências da Área Controlada e do Reator estão dentro dos limites derivados do trabalho da Norma Brasileira de Radioproteção (3), demonstrando que o Laboratório do Reator tem boas práticas e um programa de proteção radiológica eficaz, as quais contribuem para que as doses nos trabalhadores sejam as mais baixas possíveis.

A monitoração individual é um meio eficiente para se determinar se os procedimentos estão sendo realizados de forma prevista e correta para que os limites de dose não sejam ultrapassados. Dessa maneira podemos avaliar os riscos potenciais associados às atividades. A exposição de indivíduos resultante da combinação de todas as práticas relevantes deve estar sujeita a limites de doses ou, no caso de exposições potenciais, sujeita a algum controle de risco. Isto objetiva assegurar que nenhum indivíduo seja exposto a riscos de radiação que seriam julgados inaceitáveis nestas práticas em circunstâncias normais.(5)

As análises dos dados obtidos auxiliaram um Supervisor de Radioproteção ou um Serviço de Radioproteção a executar planos de proteção radiológica de forma que as doses de radiação a qual os trabalhadores da área estão expostos, possam ser planejadas e equalizadas entre os próprios.

O levantamento de doses nas áreas de exposição à radiação é também importante para se obter a dose acumulada em certos procedimentos para um estudo mais detalhado. Assim é possível através do desenvolvimento de práticas que implementem as ações necessárias para minimizar a contribuição de erros humanos que levem à ocorrência de exposições acidentais.

Os resultados obtidos no estudo serão utilizados na otimização do controle de doses dos trabalhadores de tal maneira que as práticas adotadas sejam planejadas, implantadas e executadas para que a magnitude das doses individuais, o número de pessoas expostas e a probabilidade de exposições acidentais sejam tão baixos quanto razoavelmente exequíveis.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear. *Manual de operação do Reator TRIGA IPR-RI*, Belo Horizonte/MG, ano 2000.
2. Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear. *Relatório de Análise de Segurança do reator TRIGA IPR-RI*, Belo Horizonte/MG, Volume II, ano 2000.
3. Comissão Nacional de Energia Nuclear. CNEN-NE- 3.01 – *Diretrizes Básicas de Radioproteção*, Rio de Janeiro, 1988.
4. ICRU Report 51, *Quantities and Units in Radiation Protection*, International Commission on Radiation Units and Measurements, Bethesda, MD (1993).
5. ICRP Publication 60, *1990 Recommendation of the International Commission on Radiological Protection*, Annals of the ICRP, Vol. 21, N° 1-3, Pergamon Press, Elmsford, NY (1991).
6. McKeever, S. W. S., Moscovich, M. and Townsend, P. D. *Thermoluminescent Dosimetry Materials: Properties and Uses*. (Ashford, UK: Nuclear Technology Publishing) (1995).