

Modelagem computacional do laboratório de instrumentação e de detecção nuclear do Instituto Militar de Engenharia

Computational modeling of the instrumentation and nuclear detection laboratory of the Military Institute of Engineering

Luiz Cláudio Sampaio Ramos¹, Renato Guedes Gomes², Marcos Paulo Medeiros³, Wilson F. Rebello⁴, Ademir X. Silva⁵, Samanta C. Correa⁶, Domingos D. Cardoso⁷, Edson R. Andrade⁸

RESUMO

O objetivo do trabalho foi promover um estudo inicial base por meio de modelagem computacional do Laboratório de Instrumentação e Detecção Nuclear (LIDN) do Instituto Militar de Engenharia (IME), pelo método de Monte Carlo, para avaliar diversas condições de proteção radiológica no uso de possíveis fontes radioativas. Este laboratório é usado no Curso de Mestrado em Engenharia Nuclear para o desenvolvimento de atividades didáticas de instrumentação e dosimetria nuclear pelos mestrandos. Foi modelada uma fonte pontual de ¹³⁷Cs localizada em área central do laboratório para cálculo do equivalente de dose ambiente (H*10) em Sievert (Sv) em pontos afastados da fonte. Buscou-se variar a atividade da fonte radioativa para fins de comparação à admissão dos limites de doses previstos na Norma Nuclear NN/CNEN 3.01 para indivíduo do público. Verificou-se que a partir da atividade da fonte radioativa de 15mCi, os limites de doses anuais são ultrapassados. A importância de estudos desta natureza está na criação de uma ferramenta que permita a modelagem de diversos cenários com uso de fontes radioativas, de maneira a otimizar procedimentos de segurança de operação de fontes radioativas em ambientes fechados, como é o caso dos laboratórios de instrumentação e detecção nuclear, com impacto sobre a proteção radiológica dos usuários.

Palavras-chave: Monte Carlo, Dosimetria, Proteção Radiológica.

ABSTRACT

This work was aimed to perform a basic instrumentation study of the Laboratory of Instrumentation and Nuclear Detection (LIDN) at the Military Institute of Engineering (IME) using Monte Carlo method as computational modeling. This effort was to evaluate the operating conditions from radiological protection view with the concern about the use of several radioactive sources. The LIDN is focused on educational purposes in Master Courses Programs in Nuclear Engineering. A point source of ¹³⁷Cs located at the central area of the laboratory was modeled in order to calculate the ambient dose equivalent (H*10). It was sought to vary the radioactive source and, therefore, the activity for comparison purposes with dose limits established in the Brazilian Nuclear Standard NN / CNEN 3.01 towards to public levels. Results indicated that for a radioactive source of 15mCi the annual dose limits are exceeded as foreseen in the CNEN Standards. The value of such study falls into the purpose of calling attention on the need of the development of computational tools able to model several scenarios using radioactive sources improving not only health and safety levels but also risk perception under the official radiological protection concept.

Keywords: Monte-Carlo, Dosimetry, Radiologic Protection.

¹ B. Eng (2019), Instituto Militar de Engenharia.

E-mail: sampaio.ime@gmail.com

² M.Sc., Instituto Militar de Engenharia

³ D.Sc., Instituto Militar de Engenharia

⁴ D.Sc., Universidade Estadual do Rio de Janeiro

⁵ D.Sc., Universidade Federal do Rio de Janeiro

⁶ D.Sc., Comissão Nacional de Energia Nuclear

⁷ D.Sc., Instituto Militar de Engenharia

⁸ D.Sc., Instituto Militar de Engenharia

1. INTRODUÇÃO

O presente trabalho consiste na modelagem do Laboratório de Detecção e de Instrumentação Nuclear da Seção de Engenharia Nuclear do Instituto Militar de Engenharia (LDIN/IME), que é utilizado no Curso de Mestrado em Engenharia Nuclear, voltado especificamente para estudos de dosimetria e instrumentação. A motivação para se modelar este laboratório é verificar e garantir as condições de segurança e de proteção radiológica para o uso de fontes radioativas. Para tal, diante de situações específicas em que este cenário poderá assumir, entende-se-se que este modelo possa servir como ferramenta para fins de avaliação nos diversos usos de fontes radioativas e de medidas de proteção radiológica de seus usuários.

O método de Monte Carlo mostra-se adequado para essa análise, já que se baseia em amostragens aleatórias de histórias sorteadas em probabilidade de emissão radioativa para cálculos de deposição de energia em determinados volumes, que consiste nos resultados de doses em gray (Gy). O *Monte Carlo N-Particle* (MCNP), consiste em um software desenvolvido por Los Alamos National Laboratory, que permite simular a geometria do local estudado. (X-5 MONTE CARLO TEAM, 2003).

Diversos estudos nesse contexto servem também para exemplificar a importância da modelagem para estudos analíticos envolvendo fontes radioativas sejam elas artificiais ou naturais. Pode-se citar a modelagem de um sistema de banho cilíndrico para análise de radiação-gama e emissão de nêutrons (KHABAZ, 2012) a estimativa da dose de partículas-alfa em um tecido epitelial (ATANACKOVIC, 2012), o efeito da blindagem de óculos de chumbo utilizando um modelo para os olhos (KONG et al, 2016), e inclusive a busca por métodos para reduzir o tempo computacional necessário para os resultados serem obtidos, como a modelagem de um Bunker para esse tipo de teste (QUÉINNEC et al, 2005).

1.1 Código MCNPX

O código nuclear denominado MCNPX é um código de propósito geral, tridimensional, que simula o transporte da radiação e suas interações com a matéria em número de histórias de forma aleatória, mediante uma modelagem matemática e física. MCNPX significa *Monte Carlo N-Particle eXtended*. A simulação nessa versão computacional inclui todas as partículas, em quase todas as energias, e para quase todas as aplicações, sem restrição de tempo computacional. (X-5 MONTE CARLO TEAM, 2003)

O programa utiliza as bibliotecas de seção de choque nuclear dos diferentes tipos de materiais, bastando o usuário preencher no cartão de dados do arquivo de entrada realizado no bloco de notas (*input*). Diversos dados serão informados no input tais como Número Atômico (Z) e Número de Massa (A) do elemento químico que compõe o material composto, que o programa automaticamente irá associá-lo à sua correspondente seção de choque. Todos os resultados são vistos no arquivo de saída denominado *output* onde pode ser constatar os cálculos com os *tallies* (pedidos), que são desde fluência de partículas, cálculo de doses ou de espectros. (X-5 MONTE CARLO TEAM, 2003). O MCNPX é escrito em Fortran 90, executável em PC com Windows, Linux e plataformas UNIX, e é totalmente paralelo (PVM e MPI) (X-5 MONTE CARLO TEAM, 2003).

2. MATERIAIS E MÉTODOS

Inicialmente foi realizado o levantamento da planta baixa das instalações do laboratório. Depois deste levantamento, foi realizada a especificação dos materiais que compõe o cenário a ser modelado e estudado. Por fim, após a modelagem computacional, verificou-

se a projeção de um cenário de cálculo de doses em diferentes pontos, variando a atividade da fonte, para fins de avaliação de limites admissíveis de H*10.

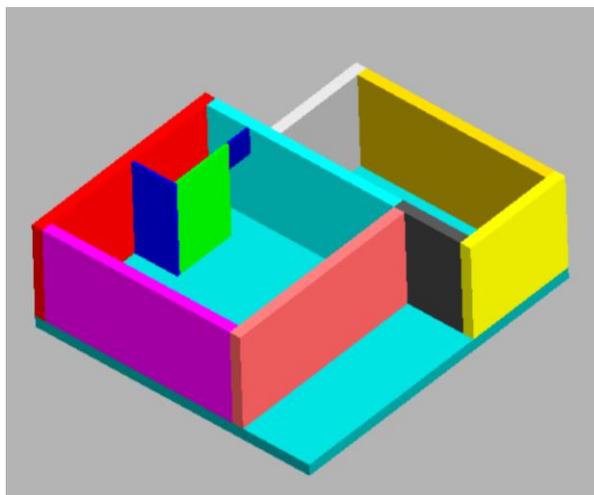


Figura 1 – Desenho em 3D no Moritz do laboratório – vista 1

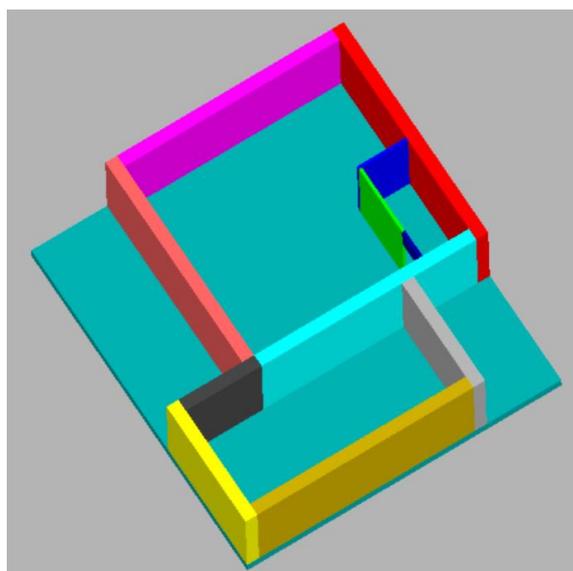


Figura 2 – Desenho em 3D no Moritz do laboratório – vista 2

Adotou-se uma fonte radioativa de césio-137 emissora de raios gama com 0,662 MeV de energia e 10 e 15 mCi de atividade ($1 \text{ Ci} = 3,8 \times 10^{10} \text{ Bq}$). Para o cálculo de equivalente dose ambiente, a fonte foi localizada na área central da sala, as distâncias consideradas foram de 50 em 50 cm de à partir da fonte. Para as simulações foi considerada a permanência no ambiente por 2 tempos de aulas semanais (120 minutos). Os cálculos foram feitos para 1 ano letivo, com a finalidade de comparação das doses anuais recebidas no interior da sala de aula com os limites admissíveis para indivíduo do público, que assume o valor recomendado de 1 mSv, de acordo com a legislação vigente no Brasil.

3. RESULTADOS

Os resultados estão dispostos na tabela 1 e na figura 3.

Tabela 1 – Resultados dos cálculos das doses no interior da sala.

Distância da fonte (m)	Taxa de Dose (Sv/seg)	Dose Anual (Sv) para fonte com 10 mCi	Dose Anual (Sv) para fonte com 15 mCi
0,5	2,39E-09	8,26E-04	1,24E-03
1	1,98E-09	6,84E-04	1,03E-03
1,5	1,62E-09	5,62E-04	8,42E-04
2	1,38E-09	4,76E-04	7,14E-04
2,5	2,32E-10	8,01E-05	1,20E-04
3	2,00E-10	6,92E-05	1,04E-04
3,5	1,75E-10	6,04E-05	9,05E-05
4	9,07E-11	3,13E-05	4,70E-05

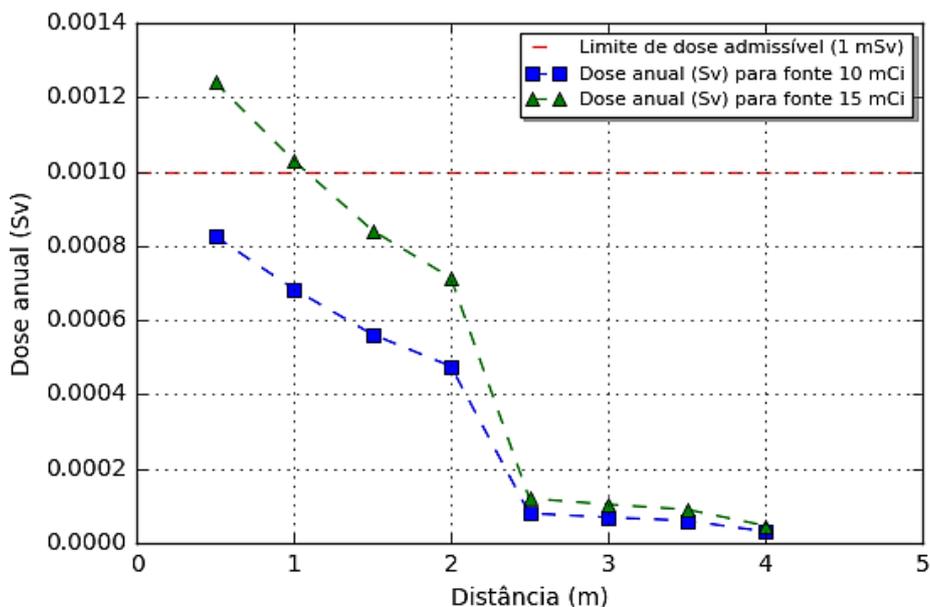


Figura 3 – Resultados dos cálculos das doses em Sv no interior da sala.

4. DISCUSSÃO

Como esperado, as doses são atenuadas em função da distância (ATTIX, 1986). Percebe-se com os resultados (Figura 3 e Tabela 1) que a partir da atividade de 15 mCi as doses ultrapassam o limite admissível de público de 1 mSv (CNEN, 2014), situação indesejável para os usuários que não são indivíduos ocupacionalmente expostos (IOE), cujo o limite de trabalho é de 50 mSv em 1 ano ou média de 20 mSv nos últimos 5 anos para a grandeza considerada (CNEN, 2014). De acordo com a simulação, a fonte com atividade de 10 mCi poderá ser utilizada, pois não se ultrapassam as doses recebidas para o período de 1 ano. Também é possível avaliar parâmetros de distância e tempo, de forma

a controlar a exposição de doses por parte destes mesmos usuários do laboratórios, com uso de crachás TLD como forma de controle durante as atividades.

5. CONSIDERAÇÕES FINAIS

Este estudo inicial, com base nesta modelagem computacional do laboratório, tem como perspectivas futuras poder estudar avaliações de condições de possíveis acidentes e incidentes no ambiente de trabalho com vistas à modelagem de consequências não só para o ambiente como também para indivíduos, por meio de avaliação de riscos de desenvolvimento de morbidades relacionáveis. Ainda como perspectiva futura com apoio nos resultados apresentados e metodologia proposta, é possível estabelecer medidas mitigadoras para os casos de acidentes. Adicionalmente, além da pesquisa de parâmetros com o uso dos recursos disponíveis no código para cálculo de interesse radiológico (equivalente dose ambiente, fluxo, dose efetiva, uso de fantasmas, etc), se pode realizar avaliação de doses devido à fontes radioativas de maior atividade.

REFERÊNCIAS

- ATTIX, F. H. **Introduction to Radiological Physics and Radiation Dosimetry**. John Wiley & Sons, Inc. New York. 1986.
- X-5 Monte Carlo Team. MCNP — **A General Monte Carlo N-Particle Transport Code**, Version 5. Volume I: Overview and Theory, 2003.
- X-5 Monte Carlo Team. MCNP — **A General Monte Carlo N-Particle Transport Code**, Version 5. Volume II: User's Guide, 2003.
- X-5 Monte Carlo Team. MCNP — **A General Monte Carlo N-Particle Transport Code**, Version 5. Volume III: Developer's Guide, 2003.
- KHABAZ, R. **An evaluation of a manganese bath system having a new geometry through MCNP modelling**. Radiation Protection Dosimetry (2012), Vol. 152, No. 4, p. 400-405.
- ATANACKOVIC, J. **MCNPX alpha particle dose estimate to the skin tissue from a low-enriched uranium fuel fragment**. Radiation Protection Dosimetry (2012), Vol. 150, No. 2, p. 223-230.
- HU, P., KONG, Y., CHEN, B., LIU, Q., ZHUO, W., LIU, H. **Shielding effect of lead glasses on radiologists' eye lens exposure in interventional procedures**. Radiation Protection Dosimetry (2016), p. 1-5.
- QUÉINNEC, F., MÉNARD, S. **Modelling of a simple bunker problem with monte carlo codes TRIPOLI 4.3 and MCNPX 2.4 to test the efficiency of the biasing methods**. Radiation Protection Dosimetry (2005), Vol. 115, No. 1-4, p. 306-309.
- NORMA CNEN NN 3.01 - **Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica**. Resolução 164/14 Março / 2014.