

VIGILÂNCIA DOS NÍVEIS DE RADIAÇÃO EM INSTALAÇÕES DE GAMAGRAFIA INDUSTRIAL

Gomes, P., Branco, L.

Unidade de Protecção Radiológica do Instituto de Soldadura e Qualidade (ISQ)

RESUMO

De acordo com a regulamentação em vigor, deve ser garantida a vigilância dos níveis de radiação em instalações de gamagrafia industrial. Neste trabalho foram utilizados dois modelos para estimativa dos débitos de dose esperados, um teórico e outro computacional, tendo os resultados sido comparados com os débitos de dose medidos na prática, afectados da respectiva incerteza expandida de medição.

Para este efeito, utilizou-se uma fonte de ^{192}Ir com uma actividade de 1,33 Ci. Os débitos de dose teóricos foram obtidos considerando a aproximação de fonte pontual, recorrendo à expressão $dX/dt = A \Gamma (1/2)^{x/HVL}/d^2$, onde dX/dt é o débito de dose estimado, d a distância à fonte de radiação, A a actividade da fonte, Γ a constante específica do radioisótopo, HVL a espessura semi-redutora da barreira e x a sua espessura. Os débitos de dose obtidos computacionalmente foram determinados recorrendo a métodos de simulação por Monte Carlo, mais concretamente, em MCNPX, onde se considerou a geometria exacta da fonte, do bunker e do labirinto. As medições em concreto foram realizadas em vários pontos de interesse do bunker recorrendo a uma câmara de ionização, Fluke Victoreen 451P verificada metrologicamente, tendo sido calculada em adição a respectiva incerteza expandida de medição para um intervalo de confiança de, aproximadamente, 95%.

Obtiveram-se assim, para o débito de dose a 1 m da fonte, erros de 3,5% e de 13,7% entre os valores medidos e os valores calculados, respectivamente, por simulação computacional e pela aproximação de fonte pontual.

Conclui-se que, embora os resultados obtidos se apresentem acima das medições realizadas, são coerentes com as mesmas. Por outro lado, reforça-se que a estimativa prévia dos débitos de dose na envolvente do bunker, recorrendo tanto a modelos teóricos como computacionais, permite uma análise prévia do local em termos de segurança radiológica.

1. Introdução

O objectivo do presente trabalho é determinar os débitos de dose em vários pontos de um bunker de gamagrafia utilizando uma fonte de ^{192}Ir com actividade de 1,33 Ci [7], recorrendo para o efeito a métodos teóricos e computacionais por comparação com medições práticas.

1.1. Simulação Monte Carlo

Os métodos de Monte Carlo simulam o transporte de cada partícula gerada, e de toda a sua descendência, desde a sua origem até à sua extinção. Para este efeito são utilizados geradores de números aleatórios para a geração e o transporte de partículas, considerando tanto as suas probabilidades de emissão como de interacção com o meio (secções eficazes). As referidas interacções são por conseguinte contabilizadas em cada célula definida na geometria do problema para posterior análise (*mesh tally*). Recorrendo ao actual poder computacional, este método permite a repetição de todo o processo um considerável número de vezes num curto intervalo de tempo, considerando-se por isso bastante fiável.

1.2. Aproximação de fonte pontual

Este método baseia-se na aplicação da fórmula [3]: $\frac{dX}{dt} = \frac{A \Gamma \left(\frac{1}{2}\right)^{\frac{x}{HVL}}}{d^2}$, onde dX/dt é o débito de dose

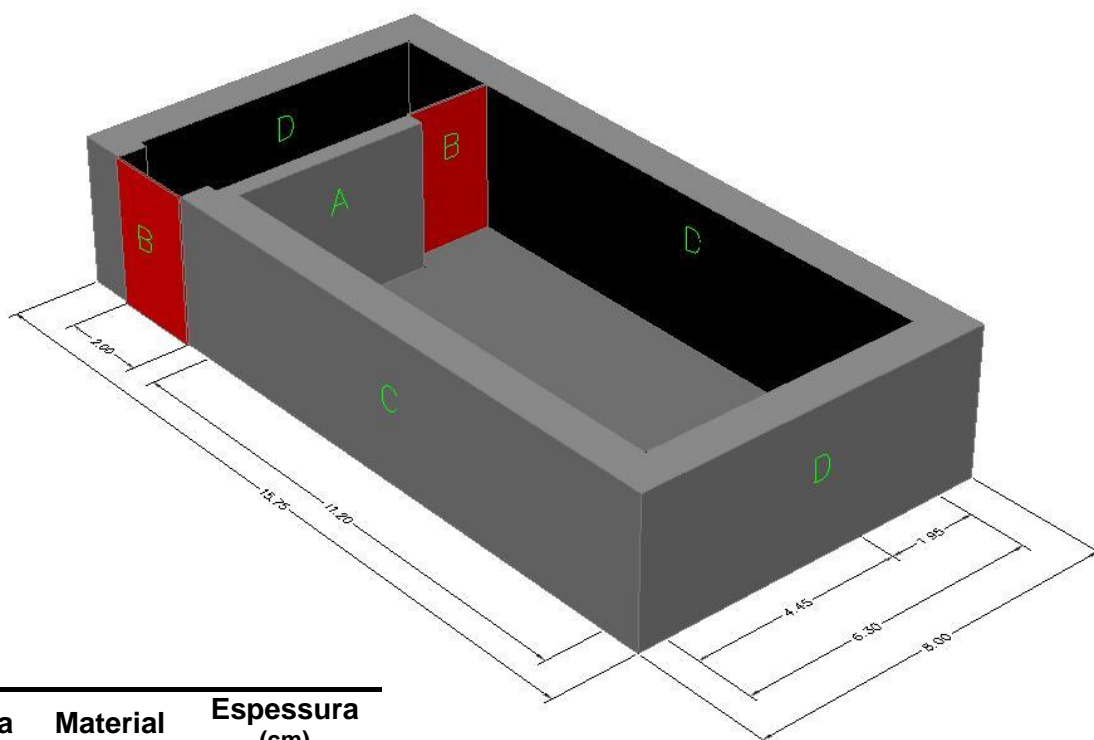
estimado, d a distância à fonte de radiação, A a actividade da fonte, Γ a constante específica do radioisótopo, HVL a espessura semi-redutora da barreira e x a sua espessura, quando aplicável.

1.3. Medições práticas

As medições práticas foram realizadas com um detector de radiação rastreado a um laboratório de referência. Os débitos de dose foram assim obtidos por leitura directa, através da média das medições em cada ponto considerado [6].

2. Metodologia

O presente estudo foi aplicado ao bunker de gamagrafia do ISQ em Oeiras, cujas dimensões e características se apresentam na figura 1:



| Barreira | Material | Espessura (cm) |
|----------|----------|----------------|
| A | Betão | 40 |
| B | Chumbo | 4,2 |
| C | Betão | 65 |
| D | Betão | 85 |

Fig 1. Dimensões e características do bunker

A geometria da sala foi implementada em MCNPX, recorrendo-se a uma *mesh tally* de tipo 1 para obtenção dos débitos de dose no interior do bunker e áreas adjacentes (figuras 2, 4 e 5) [1], [2]. Foi implementada uma *mesh tally* rectangular com 100 x 100 x 100 células individuais, de forma a cobrir toda a área em estudo (figura 3).

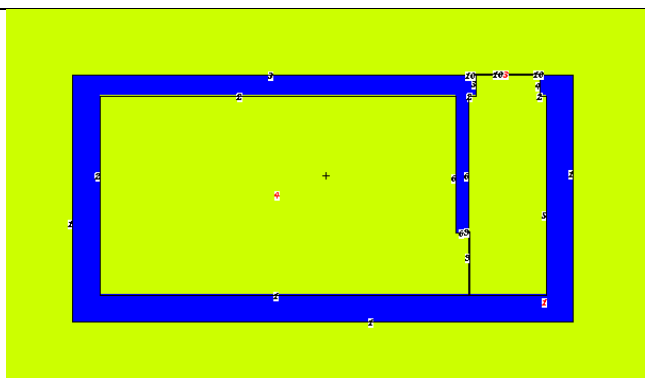


Fig 2. Geometria do bunker em MCNPX (corte XY)

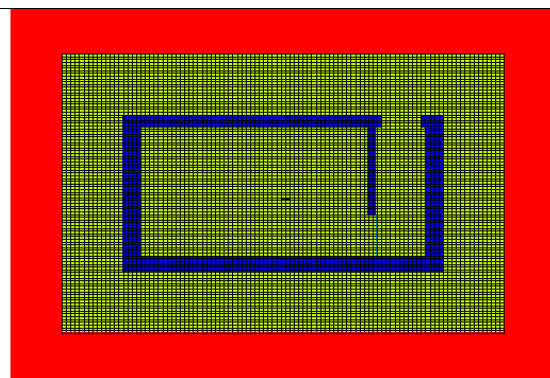


Fig 3. Mesh Tally utilizada em MCNPX (corte XY)

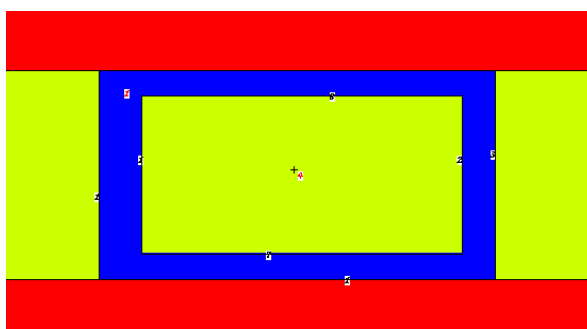


Fig 4. Geometria do bunker em MCNPX (corte YZ)

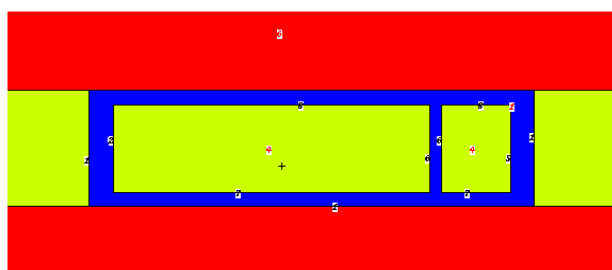
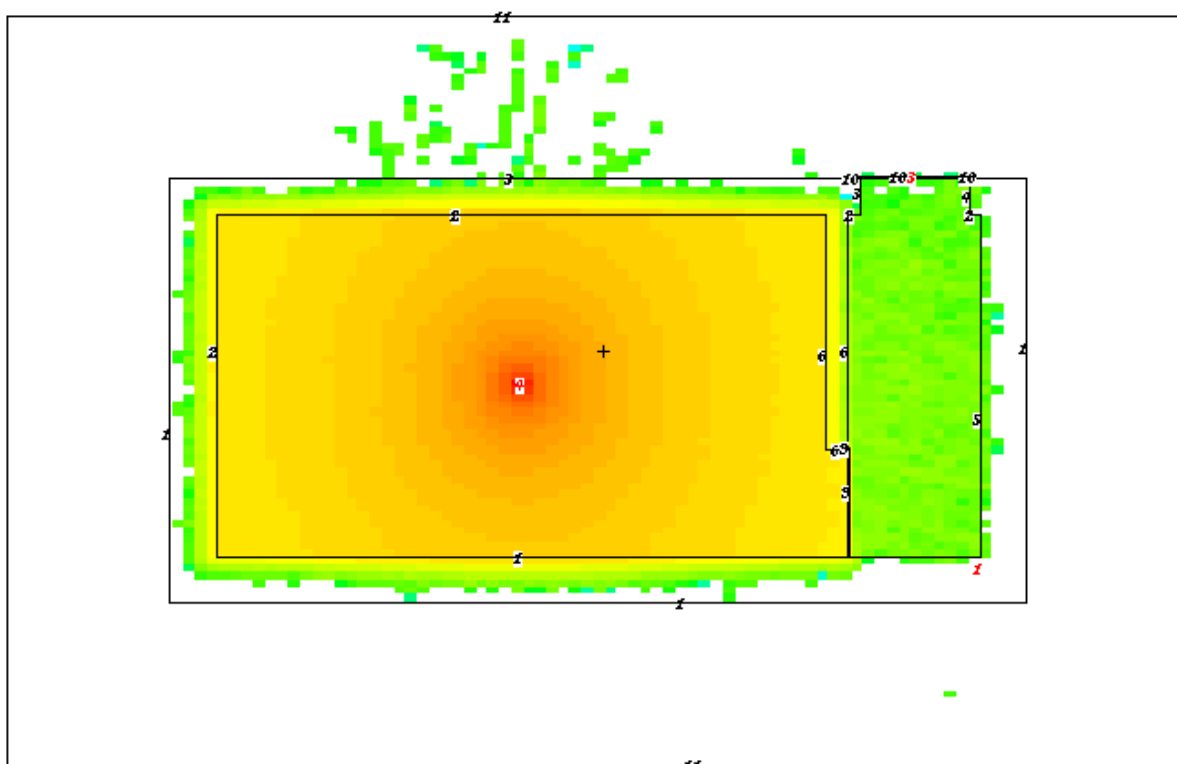


Fig 5. Geometria do bunker em MCNPX (corte XZ)

A fonte foi posicionada no centro do bunker, tendo-se considerado as suas dimensões (cilindro de raio 1 mm e extensão 2,31 mm) de acordo com a informação na ficha de certificação da fonte [7]. Após simulação de 64 468 251 partículas, obteve-se assim a seguinte distribuição de dose no plano da fonte ($z = 80$ cm):

Fig 6. Distribuição de dose no bunker e áreas adjacentes no plano da fonte (corte XY, $Z = 80$ cm)

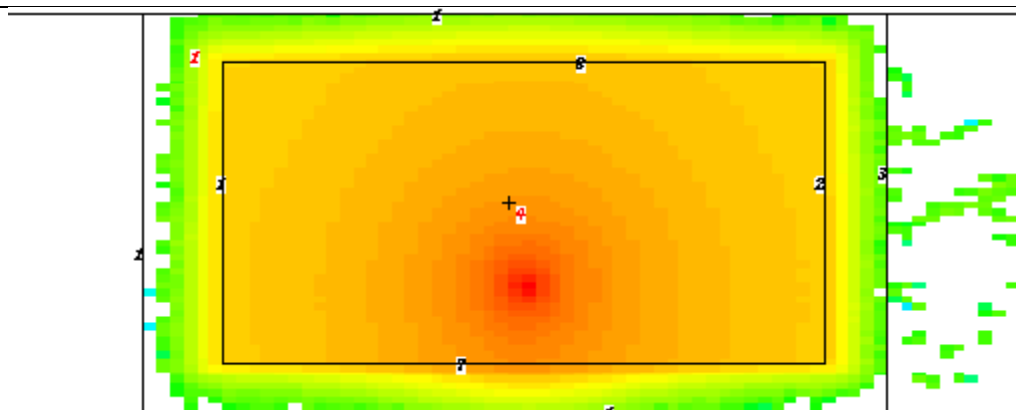


Fig 7. Distribuição de dose no bunker e áreas adjacentes no plano da fonte (corte YZ, X = 0 cm)

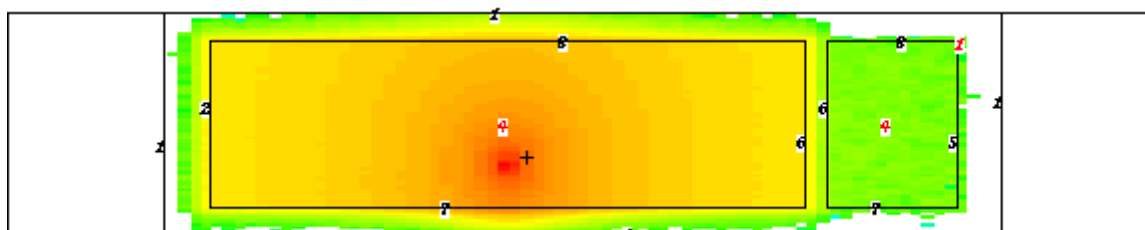


Fig 8. Distribuição de dose no bunker e áreas adjacentes no plano da fonte (corte XZ, Y = 0 cm)

Os resultados da *mesh tally* em (Sv/h)/(partícula/cm²s) foram por conseguinte determinados no plano da fonte ($z = 80$ cm) nos seguintes pontos de medição:

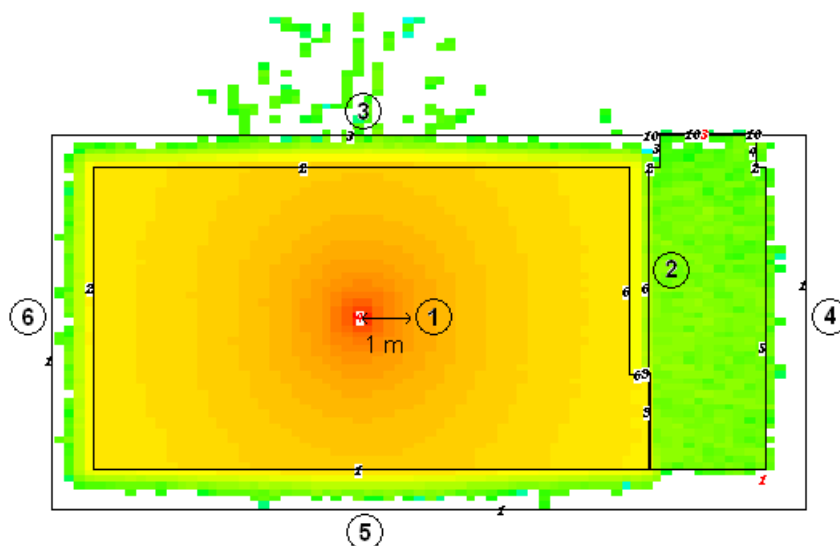


Fig 9. Pontos de medição / avaliação

De forma a obter os débitos de dose em mSv/h foi necessário multiplicar os resultados obtidos por um factor multiplicativo resultante da actividade da fonte ($1,33 \text{ Ci} = 4,92 \times 10^{10} \text{ Bq}$) e da *mesh tally* utilizada. Foram por conseguinte realizadas as mesmas avaliações, nos mesmos pontos, recorrendo ao modelo teórico por aproximação de fonte pontual. Para este efeito, foi considerada uma constante Γ específica de $1,386 \times 10^{-4} \text{ mSv/MBq}\cdot\text{h}$ a 1 m da fonte para o ^{192}Ir [4] e uma espessura semi-redutora (HVL) de 4,1 cm para o betão frente à radiação emitida pelo ^{192}Ir [5].

Finalmente, os débitos de dose foram medidos na prática, nos mesmos pontos, recorrendo a um monitor de radiação Fluke Victoreen 451P, devidamente verificado metrologicamente.

3. Resultados

De acordo com a simulação em MCNPX, obtiveram-se os seguintes resultados:

| Ponto de medição | Dose (Sv/h)/(part/cm ² s) | Factor multiplicativo | Dose (mSv/h) |
|------------------|--------------------------------------|-------------------------|--------------|
| 1 | $3,7863 \times 10^{-14}$ | $1,6395 \times 10^{14}$ | 6,2 |
| 2 | $3,1615 \times 10^{-18}$ | $1,6395 \times 10^{14}$ | 0,00052 |
| 3 | $5,0127 \times 10^{-19}$ | $1,6395 \times 10^{14}$ | 0,00008 |
| 4 | 0 | $1,6395 \times 10^{14}$ | 0,00000 |
| 5 | 0 | $1,6395 \times 10^{14}$ | 0,00000 |
| 6 | 0 | $1,6395 \times 10^{14}$ | 0,00000 |

De acordo com a metodologia pela aproximação de fonte pontual:

| Ponto de medição | Dose (mSv/h) |
|------------------|--------------|
| 1 | 6,8 |
| 2 | 0,00021 |
| 3 | 0,00001 |
| 4 | 0,00000 |
| 5 | 0,00000 |
| 6 | 0,00000 |

De acordo com as medições práticas realizadas:

| Ponto de medição | Dose (mSv/h) |
|------------------|-----------------------|
| 1 | $6,0 \pm 0,8$ |
| 2 | $0,00050 \pm 0,00008$ |
| 3 | $0,00008 \pm 0,00006$ |
| 4 | $0,00000 + 0,00003$ |
| 5 | $0,00000 + 0,00003$ |
| 6 | $0,00000 + 0,00003$ |

As incertezas expandidas de medição apresentadas estão expressas pela incerteza padrão multiplicada pelo factor de expansão $k = 2$, o qual, para uma distribuição normal, corresponde a uma probabilidade de 95,45% [8]. As principais fontes de incerteza associadas à medição do débito de dose compreenderam a tolerância do equipamento, a resolução de leitura e a contribuição das condições ambientais, dado que o desvio padrão experimental da média das medições realizadas se apresentou desprezável. Todas as medições apresentadas encontram-se arredondadas tendo em consideração o limite de resolução conseguido nas leituras.

Os erros encontrados entre os três métodos apresentam-se assim em continuação:

| Ponto de medição | Dose medida (mSv/h) | Dose MCNPX (mSv/h) | Erro (%) |
|------------------|-----------------------|--------------------|----------|
| 1 | $6,0 \pm 0,8$ | 6,2 | 3,5 |
| 2 | $0,00050 \pm 0,00008$ | 0,00052 | 3,7 |
| 3 | $0,00008 \pm 0,00006$ | 0,00008 | 9,6 |
| 4 | $0,00000 + 0,00003$ | 0,00000 | --- |
| 5 | $0,00000 + 0,00003$ | 0,00000 | --- |
| 6 | $0,00000 + 0,00003$ | 0,00000 | --- |

| Ponto de medição | Dose medida (mSv/h) | Dose teórica (mSv/h) | Erro (%) |
|------------------|---------------------|----------------------|----------|
| 1 | 6,0 ± 0,8 | 6,8 | 13,7 |
| 2 | 0,00050 ± 0,00008 | 0,00021 | -58,0 |
| 3 | 0,00008 ± 0,00006 | 0,00001 | -89,3 |
| 4 | 0,00000 + 0,00003 | 0,00000 | --- |
| 5 | 0,00000 + 0,00003 | 0,00000 | --- |
| 6 | 0,00000 + 0,00003 | 0,00000 | --- |

4. Conclusões

Os resultados obtidos por simulação Monte Carlo mostraram-se muito consistentes com os valores medidos, onde todos os erros encontrados foram inferiores a 10%, tomando o valor mínimo (de 3,5%) na avaliação do débito de dose a 1 m da fonte. Embora o método teórico se afastasse mais dos valores medidos, considera-se igualmente coerente em ordem de grandeza. Os maiores desvios encontrados devem-se aos baixos débitos medidos, no limiar de detecção do equipamento, o que implicou uma elevada incerteza de medição. Por outro lado esta metodologia não tem em consideração a radiação dispersa por outras superfícies, que contribui para um aumento do valor medido, sobretudo em zonas onde este fenómeno é mais importante (ex.: corredor do labirinto).

De futuro, e de modo a minimizar as incertezas expandidas de medição na envolvente do bunker, poderá ser utilizada uma fonte de maior actividade (dentro dos limites para o qual o bunker foi projectado) na medida em que conduz a débitos de dose mais elevados. Para obter maior representatividade dos débitos de dose no interior do bunker, poderão ainda ser considerados outros pontos de comparação, incluindo a utilização de barreiras de características bem definidas (geometria, espessura e composição) de chumbo, PMMA, água e outros materiais.

O presente estudo vem assim reforçar que a estimativa prévia dos débitos de dose na envolvente do bunker, recorrendo tanto a modelos teóricos como computacionais, permite uma análise prévia do local em termos de segurança radiológica. Não obstante, estes modelos devem ser validados com recurso a medições reais, uma vez que não têm em consideração possíveis falhas de construção do bunker, bem como a possível degradação no tempo das suas barreiras e estruturas.

REFERÊNCIAS

- [1] MCNPX™ USER'S MANUAL, Version 2.5.0, April 2005, Denise B. Pelowitz, Editor.
- [2] MCNPX Extensions, Version 2.5.0, April 2005.
- [3] Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency, International Atomic Energy Agency, August 2000.
- [4] Radionuclide and Radiation Protection Data Handbook, 2nd Edition (2002), D. Delacroix, J. P. Guerre, P. Leblanc, C. Hickman, Published by Nuclear Technology Publishing.
- [5] Nondestructive Testing Handbook, third edition: Volume 4, American Society for Nondestructive Testing, Inc., 2002.
- [6] Procedimento Técnico PO.M-DM/RAD-02 Ed. 1, Unidade Técnica de Protecção Radiológica, ISQ.
- [7] Certificate for Sealed Radioactive Source, NDS Nordion, Aagiris, Science for Safety.
- [8] JCGM 100:2008, Evaluation of Measurement Data – Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement, GUM 1995 with minor corrections.