

Cálculo de blindajes mediante técnicas de computación

M. I. González Portilla y J. Márquez

La protección radiológica busca limitar la radiación ionizante recibida por personas y equipos, lo que en numerosas ocasiones requiere de la utilización de blindajes de protección. Si bien, para ciertas configuraciones, existen fórmulas analíticas para caracterizar de dichos blindajes, la realización del diseño puede ser muy intensiva en cálculos numéricos, por lo que, en la práctica, la forma más eficiente para diseñar los blindajes es la utilización de programas de ordenador para el cálculo de dosis y tasas de dosis. En el presente artículo revisamos los códigos más utilizados para realizar dichos cálculos, así como de las técnicas utilizadas por los mismos.

Radiological protection aims to limit the ionizing radiation received by people and equipment, which in numerous occasions requires of protection shields. Although, for certain configurations, there are analytical formulas, to characterize these shields, the design setup may be very intensive in numerical calculations, therefore the most efficient form to design the shields is by means of computer programs to calculate dose and dose rates. In the present article we review the codes most frequently used to perform these calculations, and the techniques used by such codes.



MANUEL IGNACIO GONZÁLEZ PORTILLA

es licenciado en Ciencias Físicas por la Universidad Cantabria, actualmente pertenece al Departamento de Seguridad y Licenciamiento de Westinghouse Electric Spain. Su actividad profesional se desarrolla dentro del área de licenciamiento y protección radiológica, trabajando principalmente en proyectos de desmantelamiento de centrales nucleares, evaluación radiológica de instalaciones nucleares y radiactivas y en el apoyo a la explotación de las centrales nucleares.

INTRODUCCIÓN

La protección radiológica tiene como objetivo minimizar los daños causados a las personas y al medio ambiente, producidos por las radiaciones ionizantes, lo que implica limitar las dosis y las tasas de dosis que puedan recibir los individuos expuestos. Además, también se da el caso de requerirse la protección de equipos que pueden verse dañados por los efectos de las radiaciones ionizantes. Una de las medidas de protección más utilizadas cuando no es posible evitar la exposición es el bloqueo del paso de la radiación mediante la interposición de materiales adecuados que actúan como blindaje. Puesto que la magnitud a limitar es la dosis o la tasa de dosis, los criterios de diseño de dichos blindajes han de establecerse en función de estas magnitudes.

TIPOS DE ANÁLISIS

Dependiendo del tipo de radiación a considerar, la efectividad de los blindajes varía sustancialmente. Así, para radiaciones consistentes en partículas cargadas existe un espesor de material que bloquea totalmente el paso de la radiación, denominándose al valor de dicho espesor como alcance, [1]. En cambio para radiaciones de partículas

no cargadas el alcance puede considerarse infinito, [1], lo que implica que no se puede demandar a los blindajes una protección total contra este tipo de radiaciones. Esta diferencia, en cuanto al tipo de radiaciones, se refleja en los métodos de cálculo para determinar las dosis. Así, para partículas cargadas, existen formulas sencillas para estimar el alcance, [1], mientras que para el caso de partículas neutras se requiere estimar la dosis o tasa de dosis mediante la resolución de la ecuación de transporte, [2], o alguna aproximación a la misma, como la técnica de operador puntual, [2].

La ecuación de transporte puede resolverse mediante la simulación o el cálculo, en cualquier caso ambos métodos implican el seguimiento de los diversos caminos que llevan las partículas desde su producción inicial hasta el punto de interés, donde se desea estimar la radiación recibida. Afortunadamente, por lo general, no es necesario explorar las infinitas trayectorias posibles, sino que basta con estudiar un conjunto finito de ellas. En cualquier caso, salvo en los casos más sencillos, los métodos resultan ser intensivos en el número de operaciones matemáticas necesarias, por lo que sólo son métodos prácticos gracias a la utilización de ordenadores. Incluso



JOAQUÍN MÁRQUEZ CASTRO

es licenciado en Ciencias Físicas por la Universidad Complutense de Madrid, formando parte de INITEC desde 1976. Actualmente pertenece al Departamento de Seguridad y Licenciamiento de Westinghouse Electric Spain. Su actividad profesional se desarrolla dentro del área de licenciamiento, protección radiológica y seguridad nuclear, trabajando principalmente los estudios radiológicos de proyectos de instalaciones nucleares y radiactivas y en el apoyo a la explotación de las centrales nucleares.

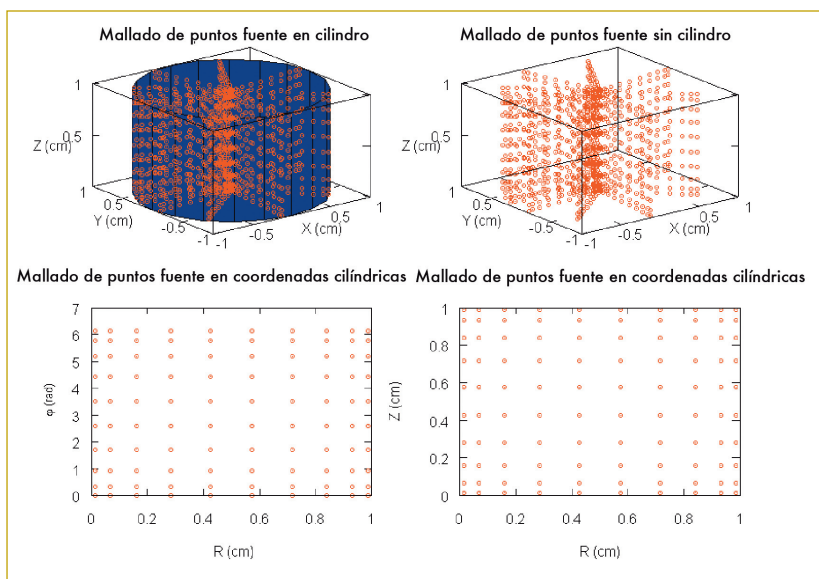


Figura 1. Representación de un mallado para la técnica del operador puntual, la irregularidad de la distribución de puntos se debe al empleo del método de integración numérica de Gauss-Legendre que distribuye los puntos de forma no uniforme.

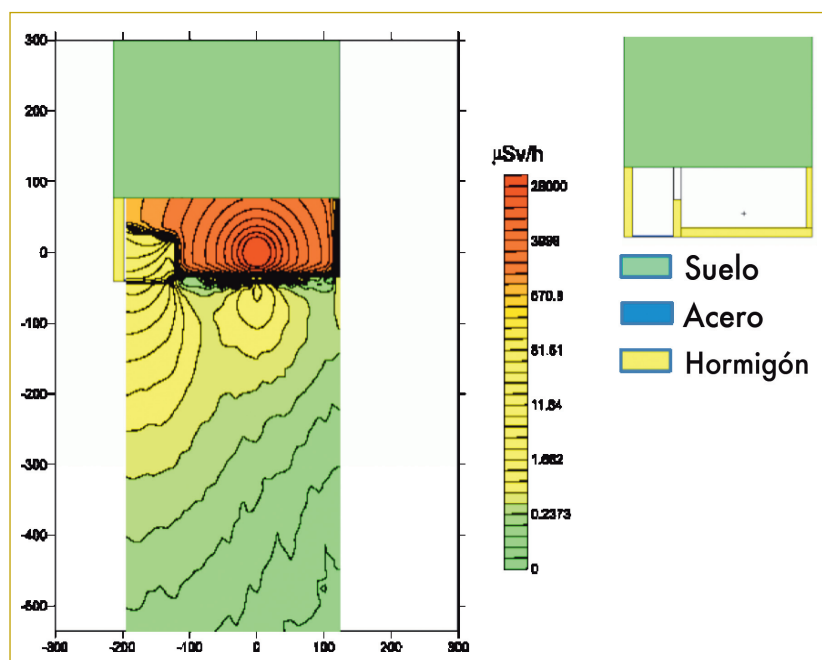


Figura 2. Representación en gradiente de color de las tasas de dosis producidas por una fuente puntual blindada por una pared de hormigón y una puerta de acero de diferentes espesores efectivos. En la parte superior izquierda del dibujo se representa el modelo de blindajes utilizado. Las irregularidades observables en las curvas de isodosis se deben a variaciones estadísticas del método de cálculo (Monte Carlo).

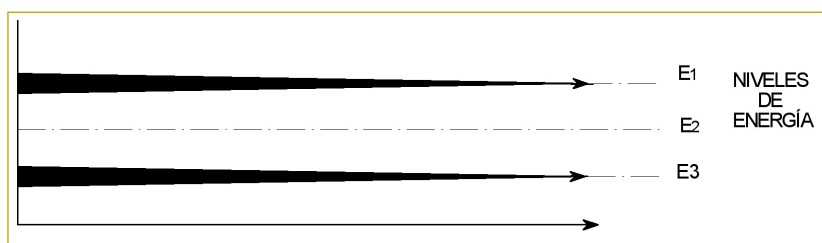


Figura 3. Representación esquemática del transporte de la radiación con programas monoenergéticos, el espesor del trazo representa el valor del flujo de partículas.

cuando se recurre a aproximaciones como la técnica del operador puntual, el estudio de escenarios realistas requiere, en numerosas ocasiones, de la integración numérica y por tanto la utilización de ordenadores se hace casi inevitable.

MÉTODOS UTILIZADOS

Existe una amplia variedad de métodos de cálculo [2], desde la técnica del operador puntual, a simulaciones por el método de Montecarlo, pasando por los armónicos esféricos, ordenadas discretas, método de los momentos y la difusión. En el presente artículo describimos algunos de los más utilizados.

El método del operador puntual aproxima las fuentes extensas como un mallado de fuentes puntuales cuyas contribuciones se suman (véase figura 1), aplicando el principio de superposición, mediante métodos de integración numérica bien documentadas en la literatura, como puede ser la regla de Simpson o de la integración de Gauss-Legendre, [3]. Para determinar las dosis o tasas de dosis totales, se considera que el camino óptico dominante es la visual entre el punto fuente y el punto de dosis. En este contexto el camino óptico es la distancia recorrida para la radiación, pesada por los coeficientes de atenuación lineal de los diferentes materiales atravesados, [2]. Las contribuciones de otros caminos ópticos próximos a la visual se estiman mediante un factor multiplicativo tabulado, denominado factor de acumulación, que incrementa la contribución recibida a través de la visual. Este método supone que las contribuciones caminos ópticos muy diferentes a la visual son despreciables y se suele hablar de radiación dispersa para referirse a la misma. Existen circunstancias en la esta radiación dispersa puede llegar a ser dominante, lo que invalida el método del operador puntual, como puede observarse en el ejemplo de la figura 2.

Respecto al comportamiento de la variable energía, este método es de tipo monoenergético, en el sentido de considerar que no hay transferencia de flujos de un nivel energético a otro y la interacción de la radiación con la materia únicamente produce una disminución del flujo de partículas, pero no de su energía, de manera que la radiación llega al punto de dosis con la misma energía con que nació en la región de fuente (véase la figura 3).

Las ordenadas discretas, [2], consisten en la discretización predeterminada del espacio, los posibles ángulos de dispersión y espectro energético de la radiación de forma que se pueda realizar

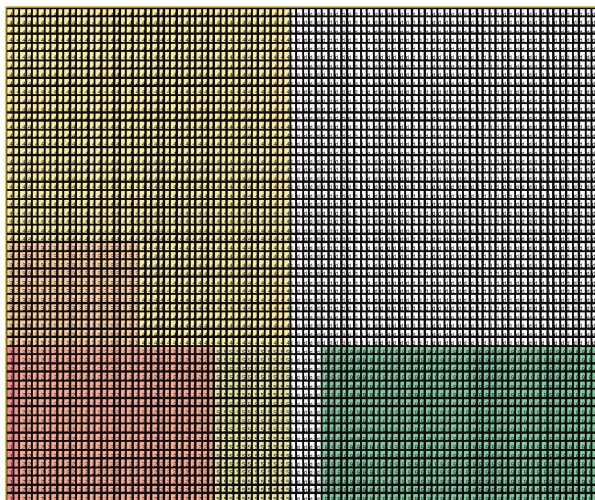


Figura 4. Representación de una discretización en dos dimensiones para un cálculo por ordenadas discretas.

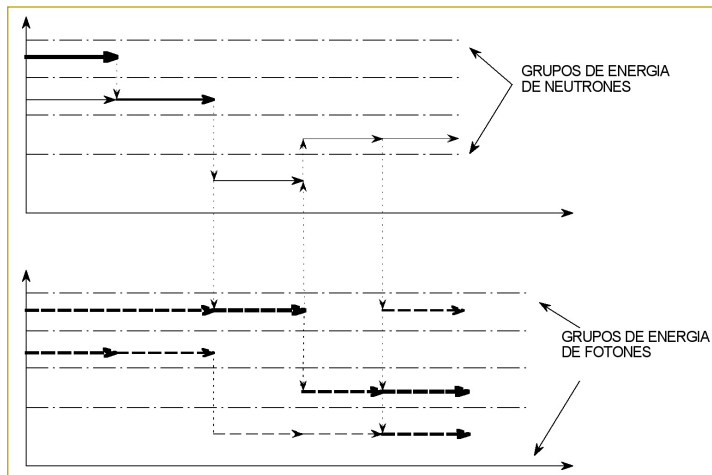


Figura 5. Representación esquemática del transporte de la radiación con un código multigrupo.

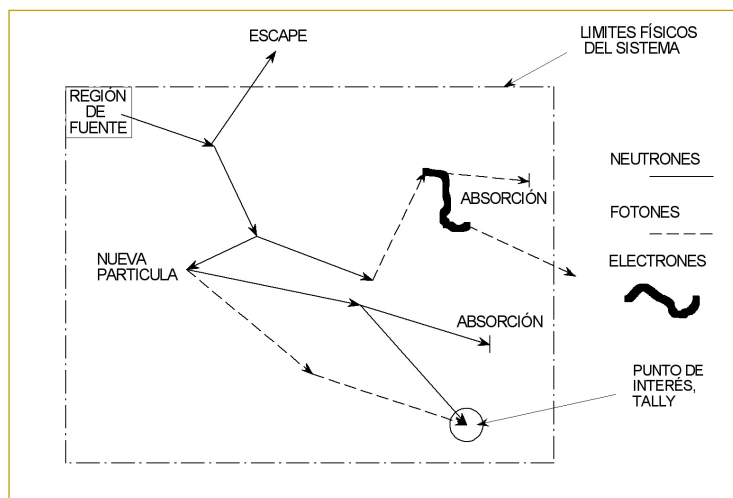


Figura 6. Representación esquemática del transporte de la radiación con el método de Monte Carlo.

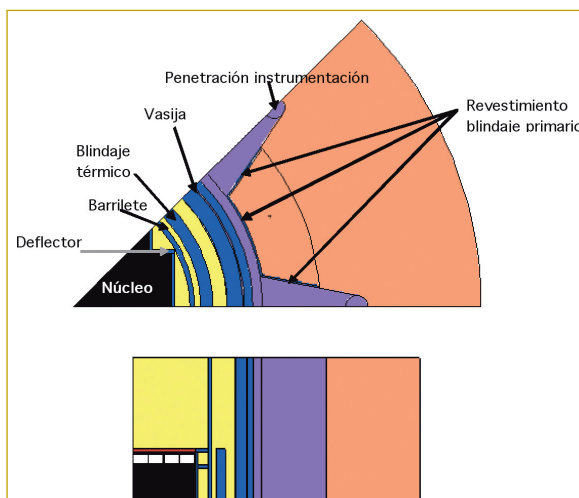


Figura 7. Ejemplo de una modelización de la vasija y sus alrededores de un reactor de agua presión para la simulación del transporte de neutrones por el método de Monte Carlo.

el seguimiento de los flujos radiativos a través de una región dada del espacio. Este método requiere del mallado de las variables de dicha ecuación y, teóricamente, aproximan la solución exacta cuando el tamaño de las discretizaciones se aproxima a cero, [2]. El estudio del mallado es fundamental para la aplicación de este método, ya que dependiendo de la complejidad de la geometría y la distribución de flujos una discretización a priori insuficiente podría introducir perturbaciones que introdujesen errores sistemáticos en el análisis.

Las ordenadas discretas se pueden clasificar como un método multigrupo, ya que permiten el trasvase de flujos entre niveles de energía distintos e incluso contemplan la posibilidad de generación de nuevas partículas de diferente naturaleza por absorción de las primeras (p.e. fotones generados por la absorción de neutrones) (véase figura 5).

En el método de Montecarlo, [2], se realiza el seguimiento de las partículas eligiendo, mediante variables aleatorias simuladas, los diferentes sucesos que le pueden ocurrir a la partícula traceada: localización de las interacciones, tipo de interacción, parámetros de la partícula tras la interacción (véase la figura 6). De esta forma se obtiene una muestra estadística de las posibles contribuciones de la variable a estimar. Al tratarse de un método estadístico la bondad de los resultados obtenidos ha de contrastarse a posteriori a partir de ciertas variables estadísticas relacionadas con la magnitud a evaluar, siendo el error estadístico relativo la más utilizada, [4]. Este tipo de simulaciones no requiere realizar discretizaciones a priori de las variables involucradas en el análisis, por lo que en principio no hay riesgo de perturbar el problema introduciendo errores sistemáticos en el análisis, lo que justifica su conside-

ración como el método que refleja la realidad física de forma más exacta. Sin embargo, existe el riesgo de obtener un resultado con una desviación estadística significativa si no se presta la adecuada atención al análisis estadístico de los resultados obtenidos. Por otra parte el precio a pagar por esta mejor aproximación a la realidad

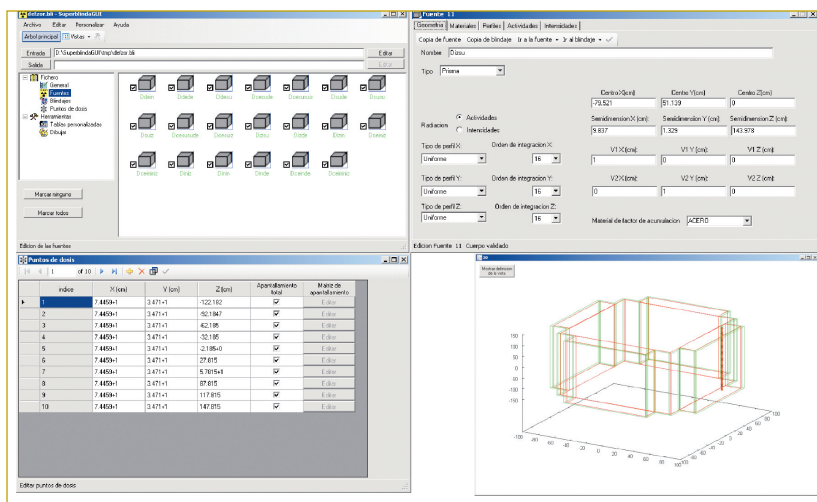


Figura 8. Ejemplo de interfaz gráfica para códigos de cálculo de blindajes por el método del operador puntual. Vistas de la interfaz para el código propietario de Westinghouse SUPERBLINDAPC, actualmente en desarrollo en Westinghouse Electric Spain.

física es un aumento significativo de los tiempos de computación necesarios para obtener resultados fiables.

CÓDIGOS UTILIZADOS

Entre el gran número de códigos que implementan los diversos métodos, destacaremos algunos de los más utilizados para dar una idea de las capacidades generales de cada uno de ellos.

Como códigos de uso general que utilizan el método del operador puntual tenemos MICROSHIELD, [5], Westinghouse SUPERBLINDAPC, MARMER, [6] y QAD, [7]. Esta técnica del operador puntual está ya muy asentada y es muy ampliamente utilizada en el diseño de blindajes, [2], tanto, que es frecuente que las empresas que se dedican a dar servicios de cálculo de blindaje desarrollen sus propios códigos adaptados a sus necesidades. En la actualidad el desarrollo de estos programas, más que en mejora de los algoritmos de cálculo, se centra en la posibilidad de tratar geometrías complejas en tres dimensiones y la elaboración de interfaces gráficas para la introducción de datos y visualización de los modelos geométricos. Westinghouse SUPERBLINDAPC, MARMER y QAD son códigos que permiten la realización de modelos geométricos complejos en tres dimensiones, permitiendo los dos primeros, la implementación de varias fuentes simultáneamente. MICROSHIELD y Westinghouse SUPERBLINDAPC son códigos con interfaces gráficas, si bien el primero sólo permite modelos geométricos con una única

fuente y configuraciones geométricas limitadas a las predefinidas por el código. En la figura 8 se muestran algunas vistas de un ejemplo de este tipo de interfaces.

En el método de ordenes discretas están en una dimensión ANISN, [8], en dos dimensiones DORT, [9] y en tres dimensiones, TORT, [10], como algunos de los códigos más utilizados.

En cuanto al método de Monte Carlo, recientemente y con la mejora continuada de los ordenadores ha ido ganando en popularidad, ya que en teoría es el que menos simplificaciones realiza sobre la realidad física y el continuo aumento de velocidad de computación ha ido facilitando su utilización con el transcurso del tiempo. Utilizan este método el código MORSE, [11], MCNP, [12] y TART, [13].

REFERENCIAS

1. X. Ortega et J. Jorba. Radiaciones ionizantes. Utilización y riesgos. Ediciones UPC. Barcelona, España. 1994.
2. Paul N. Stevens and David K. Trubey. WEAPONS RADIATION SHIELDING HANDBOOK. Chapter 3. DNA-I 892-3. Rev. 1. OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY. Springfield, Virginia, EE. UU., 1972.
3. Abramowitz, M.; Stegun, I.A. Handbook of Mathematical Functions with Formulas, Graphs, and Mathematical

Tables. U.S. Department of Commerce. Washington, D.C., EE. UU., 1972.

4. A. F. Bielajew. Fundamentals of the Monte Carlo method for neutral and charged particle transport. University of Michigan. Ann Arbor, Michigan, 2001.
5. Microshield User's Manual. Versión 6. Grove Engineering.
6. J. L. Kloosterman et J. E. Hoogenboom. Marmar, a flexible point-kernel shielding code. Ramtrans. Vol 1. No 1, pp. 117-125. Nuclear Technology Publishing. 1990.
7. B. L. Broadhead. QADS: A multidimensional Point-Kernel analysis module. NUREG/CR-0200. Revisión 5. Volumen 1, sección S5. Oak Ridge National Laboratory. 1997.
8. D. K. Parsons. ANISN/PC Manual. EGG-2500. EG&G Idaho Inc. 1988.
9. W. A. Rhoades et R. L. Childs. An updated version of the DOT 4 one- and two-dimensional neutron/photon transport code. ORNL-5851. Oak Ridge National Laboratory. 1982.
10. W. A. Rhoades et R. L. Childs. The TORT three-dimensional discrete ordinates neutron/photon transport code. ORNL-6268. 1987.
11. J. T. West, T. J. Hoffman et M. B. Emmett. Morse-SGC for the Scale system. NUREG/CR-0200. Revisión 5. Volumen 2, sección F9. Oak Ridge National Laboratory. 1997.
12. X-5 Monte Carlo Team. MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Version 5. LA-UR-03-1987. Los Alamos National Laboratory. 2003.
13. D. E. Cullen. TART 2002. A Coupled Neutron-Photon 3-D, Combinatorial Geometry Time Dependent Monte Carlo Transport Code. UCRL-ID-126455, Rev. 4. Lawrence Livermore National Laboratory. 2003.■