

# RADIODOSIMETRIA DE LA IRRADIACION EXTERNA EN SITUACIONES ANORMALES DE EXPOSICION

Lic. G. E. MASSERA

Gerencia de Protección Radiológica y Seguridad  
Comisión Nacional de Energía Atómica  
Buenos Aires - Argentina

## INTRODUCCION

Una situación de exposición anormal es aquella en que debido a la presencia de un campo de radiación intenso no intencional, este pueda dar lugar a la ocurrencia de una sobreexposición personal. Es decir cualquier exposición que exceda los límites de dosis establecidos aunque no dé lugar a consecuencias clínicas (1).

Las recomendaciones en materia de protección radiológica (2) establecen que cuando una exposición excede los límites de dosis o se sospecha que pueda haber ocurrido, se deberá realizar una investigación de las circunstancias en la que la exposición tuvo lugar. Esto debido fundamentalmente a que en las exposiciones anormales, su magnitud no es en general inmediatamente evidente ya que es frecuentemente difícil disponer de una estimación de la severidad del daño en razón del retardo en la aparición de lesiones desde el momento de la exposición. Luego tanto el diagnóstico como la prognosis se deben basar no solo en la observación clínica sino también en otros parámetros tales como la dosimetría y la reconstrucción del evento (3).

En este contexto, la dosimetría física debe cumplir con el objetivo primario de poner a disposición del grupo médico interviniente los resultados de las determinaciones dosimétricas que realice.

Cada situación anormal representa un caso único con problemas específicos propios por lo tanto el tipo de intervención que deberá realizar el grupo de dosimetría dependerá de las características del accidente, es decir básicamente de:

- a) tipo e intensidad de la irradiación
- b) zona del cuerpo supuestamente afectada por la irradiación
- c) dosis esperada

Luego para establecer convenientemente esas características se deberá recabar en forma inmediata, toda la información posible, fundamentalmente sobre:

- a) campo de radiación (partículas que lo componen, energías, distribución espacial y variación temporal)
- b) geometría de la irradiación sobre la persona expuesta.
- c) tiempo de duración de la exposición.

Dependiendo del nivel de dosis inicialmente estimado y el grado de confiabilidad con que se lo obtuvo, se tomará la decisión para posteriores avances en la evaluación de la dosis,

llegando a una posible reconstrucción de la situación anormal siempre que sea factible y considerando el esfuerzo de investigación que según el mérito de las circunstancias indicará la necesidad de efectuarlo.

#### CARACTERISTICAS DE LA FUENTES Y CAMPO DE RADIACION

El reconocimiento del tipo de fuente, en donde por fuente se entenderá tanto a las compuestas por material radiactivo como generadores de radiación, es el punto de partida en la caracterización del accidente y en consecuencia para los procedimientos que se deberán implementar para resolver la evaluación de dosis.

A su vez el campo de radiación queda descrito estableciendo el tipo de partícula, su distribución espectral en energía y espacial y variación temporal.

Teniendo en cuenta la disposición de la fuente en términos de sus dimensiones y las estructuras adyacentes limitantes del campo, los haces de radiación podrán ser anchos abarcando amplios espacios o angostos y limitados en extensión.

Esto a su vez tendrá distintos efectos respecto a las zonas alcanzadas por la irradiación sobre la persona afectada. Pudiendo ser localizada, cuando solo afecta a una parte del cuerpo, o global cuando abarca todo el cuerpo aunque no sea uniforme sobre los órganos y tejidos que lo componen.

La característica del campo de radiación en cuanto al tipo de partícula y energía son también importantes respecto a los tejidos y órganos que puedan ser alcanzados en una dada geometría de irradiación.

Por último el valor estimado para la dosis absorbida total se podrá establecer a partir de la tasa de dosis en función de la intensidad del campo de radiación y del conocimiento del tiempo de exposición durante el accidente.

#### SISTEMAS DE DETECCION

Las situaciones radiológicas anormales para la dosimetría de la irradiación externa se distinguen esencialmente en dos tipos, las que solo involucran radiación gamma (o RX) y eventualmente betas y aquellas en que el campo es mixto compuesto además por neutrones.

El primer caso se afronta con detectores cuya interpretación dosimétrica es relativamente simple y los dispositivos detectores empleados son los mismos que en el monitoreo rutinario ocupacional, con la exigencia adicional de que su rango útil de dosis se expanda hasta los niveles previstos para las irradiaciones anormalmente elevadas esperadas.

El segundo caso, cuya forma más aguda son los accidentes de criticidad, los sistemas de detección son necesariamente más complejos en la medida en que para realizar la evaluación dosimétrica es indispensable reconocer separadamente cada una de las componentes del campo mixto. Para la neutróica será necesario además establecer su distribución espectral de energía (4).

El principal inconveniente es disponer de detectores con respuesta preponderante solo sobre cada una de las componentes. Por lo general todos los detectores empleados responden en alguna medida a ambos tipos de radiación y los que lo hacen preferentemente a neutrones dependen inexorablemente de la energía.

La solución en estos casos pasa por utilizar dosímetros compuestos por múltiples elementos detectores, combinados con materiales interpuestos que actúan como filtros compensadores o convertidores de radiación. De esta forma es posible separar las componentes del campo y simultáneamente obtener el espectro y fluencias neutrónicas (5).

La siguiente es una descripción de los sistemas de detección preferentemente utilizados, tanto incorporados a los dosímetros personales como de área o para la dosimetría de reconstrucción.

a) Termoluminiscentes (TLD): existen una gran variedad de compuestos con esta propiedad (6,7), en particular el LiF, diferenciado según esté compuesto por el isótopo Li-7 o el Li-6, se tendrá una respuesta a radiación gamma en el primero o gamma más neutrones de bajas energías en el segundo. La respuesta en dosis a radiación gamma es lineal desde uGy hasta varios Gy, luego es supralineal hasta la región de saturación. Mediante el uso de la curva de respuesta es posible determinar dosis hasta 100 Gy siendo además prácticamente independiente de la energía.

Utilizando ambos compuestos simultáneamente tanto desnudos como recubiertos por cadmio permiten separar la componente gamma y la neutróica de energías térmica e intermedia.

Por otra parte si se emplea el compuesto CaF en tandem con LiF, debido a la elevada dependencia energética del CaF, con la relación de ambas lecturas se determina la energía media de la radiación gamma (8).

b) Emulsión fotográfica (Film): estos dosímetros permiten evaluar dosis hasta aproximadamente 10 Gy de radiación gamma de alta energía. La respuesta es también fuertemente dependiente con la energía y el valor de dosis máximo disminuye considerablemente, en especial cuando se trata de RX (9). Son por otra parte poco sensibles a radiación neutrónica por interacción directa en la emulsión fotográfica (10).

Una variante de aplicación a dosimetría neutrónica es por el

método de trazas nucleares producidas por protones energéticos resultantes de la dispersión elástica con núcleos del hidrógeno en la emulsión (11). La respuesta es observable para neutrones con energías superiores a 0,5 MeV. La presencia simultánea de radiación gamma intensa hace que por superposición de efectos se enmascaren las trazas haciéndolas difícilmente observables.

c) Trazas nucleares en sólidos dieléctricos (SSNTD): son detectores específicos para radiación neutrónica, en ellos las trazas producidas por núcleos de retroceso por dispersión de los neutrones o por reacciones tipo (n,alfa) en los elementos constitutivos del detector, son observadas luego de su ampliación mediante disolución del entorno de la traza con reactivos químicos. Los compuestos utilizados son policarbonatos, nitrato de celulosa, mica y en general sustancias dieléctricas preferentemente traslúcidas (12).

Estos detectores son en general sensibles a neutrones de alta energía, superiores en aproximadamente 1 MeV. Su facilidad para detectar partículas de alto LET tales como partículas alfa permiten extender el rango de energía a termicos y epitermicos mediante el uso de convertidores por reacción (n,alfa) en compuestos en base a Li-6 o B-10 puestos en contacto con el detector por trazas. La discriminación de energías se logra haciendo combinaciones con sustancias absorbentes como el Cd (13).

Una de sus apreciables ventajas como detector de neutrones es la ausencia de respuesta a radiación gamma hasta niveles de dosis elevadas, muy superiores a las que se intentan medir.

4) Activación: Los elementos principalmente utilizados para la detección por activación son entre otros: In-115, Au-197, Cu-63 y S-32 que son incorporados en los dosímetros, con ellos se posibilita la descomposición espectral y la determinación de la fluencia neutrónica para cada intervalo de energía medido (14).

Mediciones de radiación producida por activación de nucleidos corpóreos tales como Na-24 y P-32 se consideran actualmente como uno de los mejores recursos disponibles (15). Las mediciones de Na-24 realizadas en muestras de sangre o en contadores de todo el cuerpo e interpretadas mediante la caracterización del conjunto crítico, es un método rápido y preciso de realizar la evaluación de la dosis total (16). Por otra parte la activación del P-32 en pelo y prendas de lana contribuye a determinar la orientación de la persona, dato importante para establecer la distribución de dosis en el cuerpo.

La radiación proveniente del Na-24 y Cl-38 son eficaces indicadores del nivel de exposición, permitiendo una rápida discriminación, en los primeros momentos después de la irradiación, de las personas involucradas. El In-115, incorporado al dosímetro personal, es también utilizado con este propósito (17).

Resonancia Paramagnética Electrónica (ESR): Esta técnica consiste en la espectrometría de absorción por resonancia paramagnética del spin del electrón en centros conformados por iones o radicales libres producidos por la radiación ionizante.

Se ha encontrado que las curvas de respuesta a dosis para la formación de radicales libres en compuestos orgánicos son en general lineales hasta aproximadamente 1000 Gy (18).

La permanencia de estos centros es prolongada en sustancias sólidas sin la presencia de agua. Así la respuesta a radiación gamma del Co-60 se ha comprobado que es lineal entre 0.5 y 30 Gy, con muestras de hueso de 10mg de peso. Resultados similares se obtiene con material de dientes (19).

#### PROCEDIMIENTOS DE INTERVENCION

La mayoría de las irradiaciones anormales ocurren por accidentes durante tareas de mantenimiento o utilización de irradiadores capaces de dar altas tasas de dosis y en general como consecuencia de no atender las precauciones de seguridad si bien muchos casos se han debido a fallas en los equipos o al extremo del abandono de la fuente misma (20,21,22,23).

De cualquier forma no es posible establecer una clara línea divisoria entre una sobreexposición por la ejecución indebida de una dada práctica y un accidente radiológico. Es conveniente, en cualquier caso, disponer de alguna clasificación de situaciones anormales y posibles alcances de las sobreexposiciones para identificar las prioridades de las distintas acciones, pero no es aconsejable establecer líneas rígidas para este propósito.

Existen diversas formas por las que se toma conocimiento de la ocurrencia de una situación de irradiación anormal, que dan lugar a una intervención.

Frecuentemente el conocimiento es inmediato cuando la irradiación ha surgido por la alteración del estado de la fuente, lo que puede ser evidenciado directamente y por mediciones en los niveles de radiación ambiente o a través del dosímetro personal de lectura directa.

En otros casos el conocimiento surge al cabo de un cierto tiempo posterior al evento, es decir el fenómeno no fue advertido pero se encuentra un valor atípico en el dosímetro personal de rutina o la persona expuesta accidentalmente muestra síntomas que pueden ser asociados a posibles irradiaciones.

La demora en el conocimiento e intervención impide realizar un relevamiento inmediato del lugar del accidente antes de que ocurran modificaciones a la vez que los testimonios personales serán menos precisos, incidiendo en la evaluación dosimétrica que depende en general de conocimientos tales como posición y tiempo de permanencia durante la exposición.

En general se propone intervenir en dos etapas, una inmediata donde se caracteriza el accidente, se identifica a las personas expuestas y se establecen las zonas del cuerpo afectadas realizando las primeras estimaciones de los niveles de dosis en que incurrieron esas personas. La segunda o posterior, corresponde a una reelaboración de los resultados iniciales a la luz de un estudio e investigación pormenorizada del accidente. Los tiempos de ejecución dependerán de la demanda de información dosimétrica mas precisa conforme a la severidad de la exposición.

En la fase inmediata se recomienda proceder a:

a) Retirar para su medición, cuando se dispongan, los dosímetros de Área y los individuales de todas las personas efectivamente involucradas y de aquellas que se sospechen pudieron haberlo estado. El resultado de un dosímetro personal puede ser útil aún si no fuera portado en el momento del accidente, ya que dará un dato, para el lugar en que se encontraba, del nivel de radiación ambiente.

b) Interrogar a las personas directa o indirectamente involucradas de tal forma de obtener la mayor información descriptiva del accidente, se deberá tener especial atención en lograr información sobre:

Posición de la persona respecto a la fuente, esta situación puede ser estática o en movimiento relativo entre ambos.

Tiempo de duración de la exposición, para el caso de que la persona o la fuente se hubiera desplazado, los tiempos involucrados en cada una de las posiciones adoptadas.

Cuando sea posible es conveniente que el interrogatorio se realice en forma cruzada entre los involucrados a efectos de corroborar las declaraciones de cada uno.

c) Releva la instalación mediante un mapeo ubicando en el; fuentes, personas y demás objetos muebles o equipos al momento del accidente.

d) Caracterizar la fuente en términos de su composición, actividad y dimensiones si es radiactiva o de las condiciones de funcionamiento si es un equipo generador de radiación.

Se debe establecer concretamente:

Tipo de radiación: electromagnética (RX, gamma) partículas (neutrones, electrones, protones tec)

Si es una fuente radiactiva, su actividad a un dado tiempo o fecha de puesta en servicio con la correspondiente actividad.

Modo de emisión: continuo, variable, interrumpido o instantáneo.

e) Caracterizar el campo de radiación

Para la estimación de la distribución topográfica de dosis en el lugar del accidente se deberá tener en cuenta:

La radiación directa emitida por la fuente.

La radiación dispersada por la presencia de objetos en el entorno, colimadores, blindajes, paredes, pisos y techos de la instalación.

La atenuación en función de la distancia a la persona expuesta.

Detectar y medir cualquier campo de radiación remanente y verificar si existen mediciones de campo previas.

f) Existencia de algún dispositivo que pueda haber registrado el accidente o pueda aportar alguna información de interés sobre su desarrollo.

g) Para el caso de un accidente de criticidad el relevamiento del personal en función de la exposición se realiza midiendo la radiación gamma emitida por la activación del sodio y cloro corpóreo debida a la componente neutrónica del campo. Estas mediciones se realizarán con un exposímetro ubicado en el abdomen de la persona. Asimismo los dosímetros personales previstos para estos casos cuentan con detectores por activación, generalmente In-115, para ser utilizados también como indicadores inmediatos de exposición.

Estas mediciones no deben ser usadas para inferir la dosis personal debido a la fuerte dependencia de la actividad resultante con el espectro energético del campo neutrónico incidente.

## DOSIMETRIA

Cuando se disponga de información sobre el campo de radiación sobre la zona irradiada en la persona se podrá establecer alguna magnitud de campo tal como tasa de fluencia de partículas o magnitud dosimétrica del tipo kerma o dosis absorbida en aire con la que se estimará la dosis absorbida en los tejidos u órganos expuestos utilizando factores de conversión adecuados (24,25,26).

En el caso de exposición global o parcial del cuerpo se deberá establecer la dosis media en todo el cuerpo y para aquellos órganos más irradiados. Los resultados de dosis en médula ósea serán especialmente útiles cuando se la deba reconstituir.

Los dosímetros personales proveen una indicación de la dosis en la persona expuesta solo en un punto del cuerpo, el correspondiente al lugar de ubicación del dosímetro personal.

En consecuencia esta información puede no ser representativa de la irradiación anormal incurrida por la persona, por lo que el dato del dosímetro debe ser interpretado con cautela y siempre en el contexto del resto de información disponible sobre el accidente.

Tanto los resultados de los dosímetros personales como los de área juntamente con los obtenidos por cálculo permitirán conocer la topología de la distribución de dosis en la zona circundante a la fuente.

Los resultados dosimétricos deberán ser expresados en unidades de dosis absorbida, evitándose introducir el factor de calidad (Q), previsto para evaluar el riesgo de efectos estocásticos diferidos a bajas dosis.

Procedimientos experimentales y de cálculo más elaborados permiten obtener mejores resultados dosimétricos si bien el esfuerzo que demanda su realización será considerable, a estos procedimientos se los denomina "reconstrucción":

#### Reconstrucción Experimental

Esta consiste en la simulación experimental de los hechos ocurridos en la irradiación anormal, a partir de la información disponible sobre el desarrollo de los eventos. Este procedimiento permite determinar las dosis en órganos o tejidos irradiados en forma directa (1,27).

Las razones que pueden dar lugar a la reconstrucción se pueden encontrar en la necesidad de resultados más exactos con los que el grupo médico interviniente deberá decidir sobre el curso del tratamiento o en la búsqueda de una correlación más ajustada entre efectos biológicos observados y dosis absorbida

La viabilidad para concretar la reconstrucción está condicionada a la magnitud de la operación a realizar, frecuentemente el camino crítico pasa por la fuente de radiación ya que salvo excepciones, esta cambió su configuración o se destruyó durante el accidente. En otros casos la intensidad de la fuente es tal que requiere de dispositivos complejos para su movilización a la situación similar del accidente, lo cual generalmente implica un costo que invalida la operación. Es necesario tener en cuenta además y por sobre todo los riesgos de irradiación implícitos en la reconstrucción misma.

Un procedimiento alternativo es simular el campo de radiación empleando otras fuentes, siempre que se puedan mantener las condiciones de campo lo más fieles a los hechos que se reproducen. Para la dosimetría física, en general no es inconveniente emplear campos cuyas tasas de dosis sean sustancialmente inferiores a las reales, ya que los fenómenos físicos de interacción son en primera aproximación independientes de la intensidad del campo. Las tasas de dosis así determinadas serán llevadas a valores de dosis integrales a través del conocimiento de tiempo de duración de la exposición.



Para medir la dosis en los órganos o tejidos irradiados se utilizan fantomas (28) que consisten en masas compuestas por sustancia de composición equivalente al tejido que se analiza, manteniendo la forma y tamaño real, pudiendo corresponder a los tejidos y órganos de un sector del cuerpo como ser manos o cabeza para simular una irradiación localizada o bien todo el cuerpo para el caso en que la irradiación ha sido uniforme o existe incertidumbre sobre las regiones del cuerpo expuestas.

Los dosímetros se ubican en cavidades distribuidas dentro del fantoma que permiten determinar las dosis en diferentes regiones, abarcando órganos y tejidos de interés.

Un fantoma antropomorfo particularmente útil es el denominado "Rando" de Alderson, para radiación electromagnética, con tres tejidos diferenciados: óseo, pulmón y muscular. Este fantoma tiene el cuerpo y cabeza segmentado en secciones transversales de 25 mm de espesor, y una cantidad de cavidades para posicionar los dosímetros, que en total es de aproximadamente 1100 en todo el cuerpo.

Otros fantomas no antropomorfos pueden ser un cilindro elíptico de 20 x 40 cm de base y 60 cm de altura o una esfera de 30 cm de diámetro, conteniendo en su interior una sustancia equivalente a tejido muscular blando, con los que se puede simular convenientemente el tronco del cuerpo.

#### Reconstrucción por cálculo.

Una alternativa o complemento a la reconstrucción experimental es calcular la distribución de dosis en las regiones del cuerpo afectadas mediante métodos de cálculo matemático resolviendo la ecuación de transporte (29). Un método de solución aproximado es la aplicación de conceptos estadísticos en el tratamiento del transporte de partículas, denominado de Monte Carlo en el que se efectúa una simulación computacional considerando los eventos posibles de interacción en un medio para llegar a estimar los valores de la magnitud dosimétrica según un dado campo de radiación incidente (30,31).

La representación matemática del cuerpo se realiza mediante un modelo geométrico simple de fantoma antropomorfo, denominado MIRD (32), el que consiste de 3 partes: a) cabeza y cuello representado por un cilindro elíptico. b) El tronco, compuesto por torso, cadera y brazos, mediante un cilindro elíptico y c) piernas y pies mediante sendos conos elípticos truncados. A su vez se ha diferenciado tres medios constitutivos; óseo, pulmón y músculo, y se han desarrollado modelos sexualmente específicos (33) en base al MIRD que representan adultos masculino y femenino respectivamente.

## REFERENCIAS

- 1) Jammet, H. Radiation Accidents Management of Overexposure. Collectio 84.03, Institut Curie.
- 2) ICRP Publication 28. The principles and general procedures for handling emergency and accidental exposures of workers. Pergamon Press.
- 3) Janmet, H., Dousset M., Le point sur les expositions accidentelles connues. Radioprotection Vol 19, No 4 (1984).
- 4) Holt, P.D., Passive detectors for neutron fluence measurement. Rad.Rad.Protect.Dosimetry Vol 10 No 1-4, pp 251-264 (1985).
- 5) Harvey, J.R., Hudd, W.H.R. and Townsend, S., Personal dosimeter for measuring the dose from thermal and intermediate energy neutrons and from gamma and beta radiation. Neutron Monitoring for Radiation Protection Purposes. Vol I, IAEA, Vienna December 1972.
- 6) Bull, R.K., Thermoluminescence and its application an introduction. Nucl.Tracks Radiat.Meas. Vol.11, No 1/2, pp 105-113, (1986).
- 7) Christensen, P., Botter-Jensen, L. and Majborn, B., Thermoluminescence dosimetry applied to radiation protection. Inst.J.Appl.Radiat.Isot.Vol 33, pp1035 to 1050 (1982).
- 8) Nollmann, C. and Thomasz, E., Study and application of properties of CaF<sub>2</sub>:Dy doseimeters. Nuc.Inst.and Methods 175, pp 68 70 (1980).
- 9) Kiefer, H. and Maushart, R. (editors), Radiation Protection Measurement. Pergamon Press, 1972.
- 10) Dhairyawan, M.P., Venkataraman, G. and Madhvanath, U., NTA film as a personnel neutron monitoring in criticality accidents. Nucl.Inst.and Methods Vol 140, pp 379-383 (1977).
- 11) Smith, R.J. and Benck, R.F., Thermal and fast neutron effects on dosimeter films. Health Phys. Vol 9, 473 (1963).
- 12) Harrison, K.G. and Tommasino, L., Damage track detectors for neutron dosimetry: I. Registration and counting methods. Rad.Protect.Dosimetry, Vol 10, No 1-4, pp207-217 (1985).
- 13) Hassib, G.M., Piesch, E. and Massera, G.E. A wide energy range neutron doseimeter using electrochemical track etch detectors. IN.Proc.10th Int.Conf. on Solid State Track Detectors, Lyon, July 1979, pp 389-401.
- 14) Boot, S.J., Activation detectors for neutron flux and spectrum determination. Report AERE-R 8654 (1977).

15) Cross, W.G. and Ing, H., Sodium activation in the human body. Rad. Protec. Dosimetry. Vol 10 No1-4, pp 265-276, (1985).

16) Hankins, D.E., Dosimetry of criticality accidents using activations of blood and hair. Health Phys. Vol 38, pp 529-541 (1980).

17) Dosimetry for Criticality Accidents, A Manual. Technical Report Series No 211, IAEA, Vienna 1982.

18) Sagstuen, E., Theisen, H. and Henriksen, T., Dosimetry by ESR spectroscopy following a radiation accident. Health Phys. Vol 45, No5, pp 961-968, (1983).

19) Caracelli, I., Terrile, M.C. and Mascarenhas, S., Electron Spin Resonance dosimetric properties of bone. Health Phys. Vol 50, No2, pp 259-263, (1983).

20) Accidental Exposure to Radiation. Report to the General Assembly, UNSCEAR 1982.

21) Sajaroff P.M., Consideraciones de seguridad radiológica en gammagrafía industrial. Publicación No 10, Sociedad Argentina de Radioprotección.

22) Palacios E., Gimenez J.C., El accidente radiológico de Goiânia. Publicación No 10, Sociedad Argentina de Radioprotección.

23) Bo Lindell, Occupational hazards in X-ray analytical work. Health Phys., Vol. 15, (1968).

24) Jones, T.D., Auxier, J.A., Snyder, S., Dose to the standard reference man from external sources of monoenergetic photons. Health Phys. Vol. 24, 1973.

25) Thomasz, E., Eckerl, H. and Drexler, D., Experimental determination of conversion factors between organ doses and measured quantities for external photon irradiation. Health Phys. Vol. 49, 897-905 (1984).

26) Cross, W.G. and Ing, H., Dose and dose equivalents produced in a tissue phantom by monoenergetic neutrons. Health Phys. Vol 41, 1981.

27) Beninson, D., Placer, A., Vander-Elst, E., Estudio de un caso de irradiación humana accidental. Handling of Radiation Accidents, Proceedings of a Symposium, IAEA, Vienna 1977.

28) ICRP Publication 51, Data for use in protection against external radiation. Pergamon Press, Oxford.

29) Attix, F.H. and Roesch, W.C. (eds) Radiation Dosimetry Vol 1, sec. edn. Fundamentals. Academic Press, New York.

30) Cashwell, E.D. and Everett, C.J. The Monte Carlo method for random walk problems. (1959) Pergamon Press New York.

31) Ing, H. and Cross, W.G., Application of neutron transport calculation to neutron dosimetry. Radiation Prot. Dos. Vol. 10, No 1-4, pp 59-76 (1985).

32) Snyder, W.S., Ford, M.R. and Warner, G.G., MIRD Pamphlet No 5 Revised 1978. Society of Nuclear Medicine, New York.

33) Kramer, R. and Drexler, G. On the calculation of effective dose equivalent. Radit. Protec. Dosimetry Vol 3, pp 13-24 (1982).