EXPOSICION NATURAL A LA RADIACION EN RECINTOS CERRADOS DEBIDA AL CONTENIDO DE RADIACTIVIDAD PRESENTE EN MATERIALES DE CONSTRUCCION

P.L. Fernández*; L.S. Quindós** y J. Soto**
* Departamento de Física Aplicada.
** Departamento de Cirugía, Patología y Radiología.
Universidad de Cantabria.

INTRODUCCION

Los niveles de radiactividad presentes en los materiales de construcción constituyen la principal fuente de exposición natural a radiaciones en el interior de recintos cerrados, ya sea directamente por irradiación gamma externa o indirectamente, una vez inhalados, por exposición interna a las radiaciones procedentes de los descendientes sólidos de vida corta de los gases radiactivos Radón (Rn-222) y Thoron (Rn-220), exhalados al aire desde aquellos materiales de construcción.

La utilización, además, cada vez más frecuente y generalizada de desechos industriales con elevados índices de radiactividad como materiales de construcción ha hecho que en los últimos años la preocupación e interés por el estudio de este tema hayan aumentado de forma considerable. Así lo pone de manifiesto el gran número de trabajos científicos que en estos últimos años se están llevando a cabo dentro de este campo de investigación (Ingersoll, 1983; Beretka et al., 1985; Cliff et al., 1985; etc...). Como compendio, en cierto modo, de todos estos trabajos, la Nuclear Energy Agency (NEA) de la Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económicos (NEA/OECD, 1979) y el International Committee on Radiation Protection (ICRP, 1983) han publicado recientemente una serie de manuales en relación con la limitación de los contenidos de radiactividad presentes en materiales de construcción, desde el punto de vista de la protección radiológica del público en general.

En este trabajo se exponen los principales resultados y conclusiones habidos en un primer estudio llevado a cabo sobre los niveles de radiactividad existentes en distintos tipos de materiales de construcción habitualmente empleados en la Comunidad Autónoma de Cantabria.

Los principales radionúclidos que se han tenido en cuenta en este trabajo han sido el K-40, el Ra-226 y el Th-232. Se han ignorado, pues, los precursores del Ra-226 en la serie radiactiva del U-238, por cuanto las radiaciones a que dan lugar son escasamente penetrantes y el análisis del grado de equilibrio radiactivo entre el U-238 y el Ra-226 resulta ser irrelevante dentro del estudio que se pretende realizar y complicaría innecesariamente el mismo. Asímismo, tampoco se han tenido en cuenta otro tipo de radionúclidos tales como los pertenecientes a la serie del U-235 o el Rb-87 (relativamente abundante en la litosfera y de algún interés como posible fuente de radiación incorporada a los materiales de construcción), ya sea por la relativamente escasa proporción en que se hallan en la naturaleza o por el carácter poco penetrante de las radiaciones a que dan lugar.

METODO EXPERIMENTAL

Las concentraciones de K-40, Ra-226 y Th-232 presentes en los distintos materiales de construcción analizados han sido determinadas a partir de los datos suministrados por una cadena de espectrometría gamma provista de un detector de INa(Tl) 3"x3", instalado en el interior de un castillete de plomo diseñado con el fin de reducir al máximo la incidencia de la radiación de fondo ambiental en las medidas.

Todas las muestras recogidas, 97 de un total de 17 tipos diferentes de materiales de construcción, fueron sometidas previamente a un proceso estandarizado de preparación, con el fin de asegurar la homogeneidad de las mismas y facilitar la intercomparación de los distintos resultados obtenidos. Así, una vez dejadas secar y uniformizadas en cuanto al tamaño de sus partículas, las muestras eran posteriormente introducidas en frascos cilíndricos de plástico de 4 cm. de radio y 5 cm. de altura, con capacidad para unos 400 g. de muestra en promedio cada uno, aproximadamente. Finalmente, estos frascos permanecían herméticamente cerrados durante un período de tiempo de cuatro semanas antes de proceder a su medida, con objeto de asegurar el equilibrio radiactivo entre el Rn-222, el Rn-220 y sus respectivos productos de desintegración de vida corta.

La determinación de las concentraciones de los tres radionúclidos analizados en las diferentes muestras recogidas se realizó a partir del recuento de los respectivos números de cuentas obtenidos bajo los fotopicos de 1.46, 1.76 y 2.61 MeV. correspondientes a los radioelementos K-40, Ra-226 y Th-232, respectivamente.

La calibración del dispositivo experimental de medida se llevó a cabo con muestras patrón de K-40, Ra-226 y Th-232 suministradas amablemente por el Dr. Marvin Wilkening del New Mexico Institute of Mining and Technology, Socorro, NM (USA). Las correspondientes eficiencias de detección encontradas para los fotopicos de K-40, Ra-226 y Th-232 anteriormente reseñados resultaron ser 1.9%, 1.4% y 0.6%, respectivamente.

Teniendo en cuenta estas eficiencias de detección y los contajes de fondo obtenidos en cada uno de los tres fotopicos seleccionados para un tiempo de recuento de 6 hr., los límites de detección que presenta el sistema de medida para las concentraciones de K-40, Ra-226 y Th-232 se sitúan en torno a los 12, 8 y 3 $Bq.Kg^{-1}$, respectivamente, para muestras de unos 400 g. de masa en promedio.

RESULTADOS EXPERIMENTALES

En la Tabla I aparecen reflejados los valores medios de las actividades específicas (actividades por unidad de masa) de K-40, Ra-226 y Th-232 obtenidos para los diferentes materiales de construcción analizados, a partir de un número estadísticamente significativo de medidas de cada muestra.

A partir de estas actividades específicas de K-40, Ra-226 y Th-232 medidas experimentalmente, se han determinado, para los diferentes materiales analizados, los valores que toman algunos de los principales índices comúnmente empleados en la mayor parte de estudios realizados sobre evaluación del riesgo de exposición externa a la radiación gamma en el interior de recintos cerrados, como consecuencia de la radiactividad natural presente en los materiales de construcción empleados. Estos índices, cuyos valores resultantes se recogen en la Tabla II, son, básicamente los siguientes:

1) La concentración equivalente de Ra-226 (C_{eq}(Ra-226)), definida como aquella actividad específica de Ra-226 que, considerada aisladamente, daría lugar a la misma tasa de dosis equivalente que la combinación de actividades específicas de K-40, Ra-226 y Th-232 existentes realmente en el material de que se trate. Teniendo en cuenta que, en condiciones de irradiación externa, 370 $Bq.Kg^{-1}$ de Ra-226 dan lugar a la misma tasa de dosis que 259 $Bq.Kg^{-1}$ de Th-232 ó 4810 $Bq.Kg^{-1}$ de K-40, se puede deducir fácilmente que la concentración equivalente de Ra-226 viene dada por la expresión:

/1/ $C_{eq}(Ra\text{-}226) = C(Ra\text{-}226) + 1.43.C(Th\text{-}232) + 0.077.C(K\text{-}40)$

en la que las unidades en que viene dada C_{eq}(Ra-226) dependen, evidentemente, de las correspondientes unidades en que se expresen las concentraciones C(K-40), C(Ra-226) y C(Th-232). Expresando estas últimas en $Bq.Kg^{-1}$, se suele aceptar normalmente, desde el punto de vista de la protección radiológica del publico en general, un valor límite para la concentración equivalente de Ra-226 de 370 $Bq.Kg^{-1}$.

2) El índice H_1, definido de acuerdo con los criterios establecidos por la Environmental Protection Agency (EPA) en Estados Unidos (EPA, 1981), según los cuales la tasa de dosis equivalente anual por irradiación gamma externa debida a la radiactividad presente en los materiales de construcción no debe superar a los 1.2 $mSv.año^{-1}$. Este valor de dosis equivale a unos 0.84 $mSv.año^{-1}$ por encima de la dosis anual debida a la radiación natural de fondo en el exterior, la cual puede estimarse en unos 2.4 $mSv.año^{-1}$, de los cuales el 15%. aproximadamente, corresponde a radiación gamma (Sinnaeve, 1984). De acuerdo con este valor standard, se define:

/2/ $H_1 = C(K\text{-}40)/4600 + C(Ra\text{-}226)/400 + C(Th\text{-}232)/275 \leq 1$

3) El índice H_2 correspondiente a un valor límite para la tasa de dosis equivalente anual por irradiación gamma externa de 2.1 $mSv.año^{-1}$, tal y como es fijado por la reglamentación actualmente vigente en Suecia (SSR, 1981):

/3/ $H_2 = C(K\text{-}40)/8076 + C(Ra\text{-}226)/700 + C(Th\text{-}232)/481 \leq 1$

TABLA I

Valores medios de las actividades específicas de K-40, Ra-226 y Th-232 medidas en materiales de construcción habitualmente empleados en la región de Cantabria.

Material	C(K-40) ($Bq.kg^{-1}$)	C(Ra-226) ($Bq.Kg^{-1}$)	C(Th-232) ($Bq.Kg^{-1}$)
Arena de Playa	55.5	3.7	5.9
Arena Cantera I	30.7	30.3	27.7
Arena Cantera II	11.5	7.0	2.9
Arcilla I	747.4	55.1	43.6
Arcilla II	292.3	73.2	59.9
Cemento I	59.2	25.1	19.6
Cemento II	599.4	421.8	266.4
Cemento III	44.7	94.7	66.6
Cemento IV	85.1	23.3	18.5
Cemento V	403.3	51.8	40.7
Cemento VI	203.5	35.5	29.6
Cemento VII	274.9	53.6	37.7
Yeso I	55.5	9.6	4.4
Yeso II	155.4	35.9	26.3
Yeso III	166.5	50.7	34.0
Yeso IV	70.3	11.1	7.4
Hormigón	203.5	29.9	31.8

TABLA II

Concentración equivalente de Ra-226 (C_{eq}(Ra-226) e índices H_1, H_2 y H_3 calculados para los diferentes materiales de construcción analizados.

Material	C_{eq}(Ra-226) ($Bq.Kg^{-1}$)	H_1	H_2	H_3
Arena de Playa	15.5	0.04	0.02	0.11
Arena Cantera I	72.3	0.18	0.10	0.50
Arena Cantera II	12.0	0.03	0.02	0.08
Arcilla I	175.0	0.46	0.26	1.29
Arcilla II	181.4	0.46	0.26	1.29
Cemento I	57.7	0.15	0.09	0.40
Cemento II	848.9	2.15	1.23	5.88
Cemento III	193.4	0.49	0.28	1.33
Cemento IV	56.3	0.14	0.08	0.40
Cemento V	141.1	0.37	0.21	1.02
Cemento VI	93.5	0.24	0.14	0.67
Cemento VII	128.7	0.33	0.19	0.92
Yeso I	20.2	0.05	0.03	0.15
Yeso II	85.5	0.22	0.13	0.61
Yeso III	112.1	0.29	0.17	0.79
Yeso IV	27.1	0.07	0.04	0.20
Hormigón	91.0	0.24	0.14	0.65

4) El índice H_3, definido de acuerdo con los criterios establecidos por la Nuclear Energy Agency de la OECD (NEA/OECD, 1979), según los cuales la contribución a la tasa de dosis equivalente anual por irradiación gamma externa debida al contenido de la radiactividad presente en los materiales de construcción no puede superar los 0.42 $mSv.año^{-1}$. En estas condiciones:

/4/ $H_3 = C(K\text{-}40)/1500 + C(Ra\text{-}226)/150 + C(Th\text{-}232)/100 \leq 1$

Como puede apreciarse en la Tabla II, aún cuando los valores que en ella se reseñan corresponden a un número más bien reducido de muestras de diferentes materiales, la gran mayoría de los materiales de construcción analizados, excepto el denominado "Cemento II" (cemento de tipo rápido), presentan unos valores para los distintos índices considerados que pueden considerarse como aceptables desde el punto de vista de protección radiológica del público en general. En definitiva, pues, las actividades específicas de K-40, Ra-226 y Th-232 medidas en los diferentes materiales de construcción analizados, de uso común en la region de Cantabria, ponen de manifiesto que, en general, no van a existir serios riesgos de exposición externa a radiación gamma para los residentes en aquellas viviendas construidas a base de los citados materiales.

A partir de las actividades específicas de K-40, Ra-226 y Th-232 medidas experimentalmente, que aparecen reflejadas en la Tabla I, se ha llevado a cabo una primera estimación de la tasa de dosis equivalente efectiva anual que puede recibirse por irradiación gamma externa en el interior de una típica casa de la Comunidad Autónoma de Cantabria, como consecuencia de la radiactividad natural presente en los materiales de construcción habitualmente empleados en ella. Para ello se ha hecho uso de la siguiente expresión, recientemente propuesta por el Comité Científico de las Naciones Unidas para el estudio de los efectos de las radiaciones ionizantes (UNSCEAR, 1982).

/5/ $D = p.T.b.10^{-6} . \Sigma_i \, m_i . (q_K . C_i(K\text{-}40) + q_{Ra} . C_i(Ra\text{-}226) + q_{Th} . C_i(Th\text{-}232))$

donde:

D: tasa de dosis equivalente efectiva anual por irradiación gamma externa, expresada en $mSv.año^{-1}$.

p: fracción de tiempo durante el cual se permanece en casa o en el interior del recinto cerrado de que se trate; p = 0.8 en promedio.

T: 8760 $hr.año^{-1}$.

b: dosis equivalente efectiva recibida por unidad de dosis absorbida en aire; b = 0.7 $mSv.mGy^{-1}$ en promedio.

m_i: fracción másica en que se encuentra el material de construcción de tipo i dentro de la masa total de las distintas superficies sólidas existentes en el recinto o en la habitación que se esté considerando

$C_i(Ra\text{-}226)$: Actividad específica de Ra-226 en el material de construcción de tipo i, expresada en $Bq.Kg^{-1}$.

$C_i(Th\text{-}232)$: Actividad específica de Th-232 en el material de construcción de tipo i, expresada en $Bq.Kg^{-1}$.

C_i (K-40): Actividad específica de K-40 en el material de construcción de tipo i, expresada en $Bq.Kg^{-1}$.

q_K, q_{Ra}, q_{Th}: tasas de dosis promedio absorbidas en el aire del recinto por unidad de actividad específica de K-40, Ra-226 ó Th-232, respectivamente, presente en los materiales de construcción empleados, expresadas en $nGy.hr^{-1}.Bq^{-1}.Kg$.

La adecuada elección de estos tres últimos parámetros (q_K, q_{Ra} y q_{Th}) es, evidentemente, el principal factor a tener en cuenta a la hora de realizar una estimación fiable de la tasa de dosis equivalente recibida por irradiación gamma externa debida al contenido de radiactividad presente en los materiales de construcción. Dado que la dosis de radiación gamma procedente de las distintas superficies sólidas (paredes, techo y suelo) que delimita el recinto o la habitación de que se trate va a depender notablemente de factores tales como el espesor y la densidad de las mismas, se supondrá en lo que sigue un determinado modelo de recinto o habitación standard de referencia, lo más parecido posible al que puede encontrarse habitualmente en una casa típica de Cantabria. Dentro de este modelo de recinto o habitación se establecerán los correspondientes valores concretos que toman los parámetros q_K, q_{Ra} y q_{Th} anteriormente mencionados.

Concretamente, el modelo de recinto standard que se va a asumir es el denominado modelo de Ackers (Ackers et al., 1985). Este modelo considera un recinto o habitación standard de 5x4x2.8 m^3. de volumen con una relación superficie-volumen, S/V, de 1.5 m^{-1} y unas superficies sólidas de contorno de 20 cm. de espesor y 2.2 $g.cm^{-3}$. de densidad, en cuya composición se supone que intervienen, básicamente, hormigón y ladrillos arcillosos en proporciones del 60% y 40%, respectivamente. Para un modelo de estas características, los valores que toman los parámetros q_K, q_{Ra} y q_{Th} resultan ser (Ackers et al., 1985):

/6/ $q_K = 0.054\ nGy.hr^{-1}.Bq^{-1}.Kg$

$q_{Ra} = 0.89\ nGy.hr^{-1}.Bq^{-1}.Kg$

$q_{Th} = 0.62\ nGy.hr^{-1}.Bq^{-1}.Kg$

Haciendo uso de estos parámetros se puede escribir finalmente la siguiente ecuación general, que permite llevar a cabo una estimación de la tasa de dosis equivalente efectiva anual, D, recibida por irradiación gamma externa para el modelo concreto de recinto o habitación standard considerado:

/7/ $D(mSv.año^{-1}) = 2.65.10^{-4}.C(K\text{-}40) + 3.10^{-3}.C(Ra\text{-}226) + 4.36.10^{-3}.C(Th\text{-}232)$

donde C(K-40), C(Ra-226) y C(Th-232) representan los valores medios ponderados de las actividades específicas de K-40, Ra-226 y Th-232, respectivamente, existentes en los distintos materiales de construcción empleados.

De acuerdo con esta ecuación y haciendo uso de los datos que aparecen reflejados en la Tabla I, se ha realizado el cálculo de la tasa de dosis equivalente efectiva anual que puede recibirse en el interior de una casa típica de Cantabria por exposición externa a radiación gamma,

estimándose que ésta alcanza un valor del orden de 0.4 $mSv.año^{-1}$ (40 $mrem.año^{-1}$). Este valor supone, aproximadamente, un 17% del total de la dosis equivalente recibida por exposición a la radiación natural de fondo (Sinnaeve et al., 1984) y resulta ser inferior, por ejemplo, al encontrado por Ettenhuber y Lehman para casas de la República Federal Alemana (Ettenhuber et al., 1986).

CONCLUSIONES

Se han analizado los contenidos de radiactividad natural presentes en un total de 17 tipos diferentes de materiales de construcción habitualmente empleados en la región de Cantabria. Los resultados obtenidos ponen de manifiesto que las actividades específicas de K-40, Ra-226 y Th-232 existentes en estos materiales presentan unos valores medios que, en general y salvo una clase particular de cemento de tipo rápido, pueden ser considerados como aceptables desde el punto de vista de la protección radiológica del público en general, de acuerdo con los diferentes standars de exposición externa a radiación gamma recomendados por distintos Organismos Internacionales competentes en la materia.

Partiendo de un modelo concreto de recinto o habitación standard, se ha realizado una estimación de la tasa de dosis equivalente efectiva anual que puede recibirse por irradiación gamma externa en el interior de una típica casa de la Comunidad Autónoma de Cantabria, obteniéndose un valor aproximado de 0.4 $mSv.año^{-1}$, que viene a suponer del orden de un 17% del total de la dosis anual debida a la radiación natural de fondo existente.

BIBLIOGRAFIA

- ACKERS, J.G.; BOSNAJAKOVIC, B.F.M. y STRACKEE, L.: "Limitation of radioactivity concentrations in building materials based on a practical calculation model". Rad.Prot.Dos., 7, 1-4, pp. 413-416, (1985).

- BERETKA, J. y MATHEW, P.J.: "Natural radioactivity of australian building materials, industrial wastes and by-products". Health Phys., 84, pp. 87-95, (1985).

- CLIFF, A.: "The levels of radiation materials in some common UK building materials". Sci. of Total Environ., 45, pp 181-185, (1985).

- EPA: Federal Register, 46, 6, (1981).

- ETTENHUBER, E. y LEHMAN, R.: "The collective dose equivalent due to the naturally ocurring radionuclides in building materials in the German Democratic Republic, Part I. External radiation". Health Phys., 50, 1, pp. 49-56, (1986).

- ICRP: Publication Nº 39. "Principles for limiting exposure of the public to natural sources of radiation". New York, (1983).

- INGERSOLL, J.B.: "A survey of radionuclides contents and radon emanation rates in building materials used in the U.S.". Health Phys., 45, pp. 363-368, (1983).

- NEA/OECD: "Exposure to radiation from the natural radioactivity in building materials". Report by a Group of Experts of the OECD. Paris, (1983).

- SINNAEVE, J.; CLEMENTE, G. y O'RIORDAN, M.: "The emergence of natural radiation". Rad.Prot.Dos., 7, 1-4, pp. 15-17, (1984).

- SSR: "Statens straslaskyddenstitut. Stranlning byggnader. Statens planwerk". Rapport 54. Stockholm, (1981).

- UNSCEAR: "Ionizing Radiation: sources and biological effects". Report to the General Assembly. New York, (1982).