



TRABAJO DE FIN DE GRADO

Dosimetría de áreas. Aplicación en el Laboratorio
Subterráneo de Canfranc

Autor

María Fiorella Falcón Soberón

Directores

Jorge Puimedón Santolaria
María del Carmen Pérez Marín

Facultad de Ciencias. Departamento de Física Teórica
2020

Agradecimientos

Quería agradecer a mis directores Jorge Puimedón Santolaria y a María del Carmen Pérez Marín por su apoyo incondicional en la realización de este trabajo, que significa el final de una etapa muy importante. También me gustaría dar las gracias a Silvia Borjabad Sánchez por haberme enseñado con tanta dedicación todas las instalaciones del Laboratorio Subterráneo de Canfranc, y a todos los que han hecho posible mi visita. Por último, quería agradecer a Javier Jiménez Albericio, Pedro Ruiz Manzano y Alejandro García Romero por haberme permitido completar mi trabajo en el Hospital Clínico Universitario “Lozano Blesa” de Zaragoza, involucrándome y enseñándome con tanto interés cada una de sus tareas en el desempeño de su trabajo.

Índice general

1. Introducción y objetivos	1
2. Preparación	3
2.1. Dosímetro	3
2.2. Lector Parasonic UD-716AGL	3
2.3. Influencia de la carcasa en los dosímetros personales	4
2.4. Medidas con una de fuente de ^{192}Ir	8
3. Laboratorio Subterráneo de Canfranc	12
3.1. Características del laboratorio	12
3.2. Radiación natural	12
3.3. Instrumentación	13
4. Resultados	15
4.1. Resultados de la tasa de dosis equivalente ambiental, $\dot{H}^*(10)$, y concentración de ^{222}Rn	15
4.2. Influencia de la concentración de radón en la tasa de dosis medida por los TLDs	17
4.2.1. Estimación de la tasa de dosis debida al ^{222}Rn	18
5. Conclusiones	23
Bibliografía	24
A. Distribución t-Student [23]	26
A.1. Prueba t-Student	26
B. Dosis producida por fuentes de rayos γ [25]	28
B.1. Fuente puntual	28
B.2. Modelo de nube radiactiva	30
C. Cadena de desintegración del ^{238}U	32

1. Introducción y objetivos

Los seres humanos estamos expuestos a distintas fuentes naturales de radiación. Esta radiación excede, en promedio, a todas las debidas a fuentes artificiales y se debe, principalmente, a la radiación cósmica y a la radiación terrestre procedente de elementos radiactivos que se encuentran en la corteza de la Tierra desde su formación. Entre todos ellos, el radón, un gas procedente de la desintegración del ^{226}Ra , representa la principal contribución por inhalación a la dosis debida a la radiación natural.

En algunos lugares de trabajo pueden existir altos niveles de exposición a este tipo de radiación que deben ser controlados para que no supongan un riesgo para la salud de las personas.

La protección radiológica tiene como objetivo la protección de los individuos y del medio ambiente frente a la exposición a radiaciones ionizantes, controlando su uso en las actividades que resulten beneficiosas.

El estudio de los distintos tipos de radiaciones y de los efectos que pueden desencadenar en el medio ambiente y en la salud de las personas, han permitido desarrollar las principales bases de la protección radiológica por parte la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) [1]:

- Justificación. No debe adoptarse ninguna práctica que signifique una exposición a la radiación ionizante si su introducción no produce un beneficio neto positivo.
- Optimización (Principio ALARA). Todas las exposiciones a la radiación deben ser mantenidas a niveles tan bajos como sea razonablemente posible.
- Límite de dosis. Las dosis de radiación recibidas por las personas no deben superar los límites establecidos en la normativa nacional, siguiendo las recomendaciones, para cada circunstancia, de la ICRP.

En España, el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) es el único organismo competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica y la exposición a la radiación natural debida a prácticas laborales está regulada por el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes.

La dosimetría de las radiaciones ionizantes se ocupa de la medida de la dosis absorbida por un material o tejido como consecuencia de su exposición a las radiaciones ionizantes presentes en un campo de radiación [2].

En el Laboratorio Subterráneo de Canfranc (LSC) se realiza dosimetría de áreas para la vigilancia de área y ambiental. Es necesario controlar los niveles de radiactividad en sus instalaciones de manera que el desempeño de las actividades propias del laboratorio no perjudiquen la salud de sus trabajadores. Para ello, se mide la concentración de ^{222}Rn y la tasa de dosis equivalente ambiental. La concentración de radón se monitoriza con una cámara de ionización y la tasa de dosis equivalente ambiental se mide distribuyendo en las distintas zonas del laboratorio dosímetros basados en la termoluminiscencia.

La termoluminiscencia es la emisión de luz que procede de un aislante o semiconductor al calentarse, tras haber sido irradiado. Dicho material posee niveles localizados o centros en la banda

prohibida que actúan como trampas de electrones o huecos. Una vez que se calienta, los electrones se liberan de sus trampas y se produce la recombinación radiativa de pares electrón-hueco. Son necesarios tres ingredientes para la producción de termoluminiscencia [3]:

- El material debe ser un aislante o un semiconductor, puesto que los metales no exhiben propiedades luminiscentes.
- El material debe ser capaz de absorber gran parte de la energía durante el proceso de irradiación.
- La emisión de luz debe estar desencadenada por el calentamiento del material.

Varios fósforos termoluminiscentes, materiales TL, se utilizan de forma rutinaria en dosimetría de la radiación porque la cantidad de luz emitida es proporcional a la dosis absorbida por el material irradiado.

La selección del fósforo de un dosímetro basado en termoluminiscencia depende de su aplicación. Para realizar las medidas adecuadas dentro de un límite aceptable de incertidumbre es esencial la elección correcta del dosímetro.

La actuación de un determinado dosímetro se evalúa estudiando propiedades tales como el “fading”, la sensibilidad, la respuesta a la energía o la región de supralinealidad y sublinealidad.

El “fading” es la disminución o pérdida indeseada de la respuesta TL posterior a la irradiación. Incluso, a temperatura ambiente, algunos electrones pueden absorber suficiente energía para liberarse de la trampa y emitir luz. Se suele dar en trampas donde la energía necesaria para liberar a los electrones es del orden de la energía térmica a temperatura ambiente.

La sensibilidad de la termoluminiscencia es la intensidad de luz emitida por unidad de dosis. Cuanto mayor es la sensibilidad, más pequeña es la dosis absorbida que se va a poder medir.

Las medidas de dosis deben ser independientes de la energía de la radiación. Además, se espera que la intensidad de luz emitida por un material TL sea lineal a la dosis evitando las zonas de supralinealidad y sublinealidad [4], [5].

Estos dosímetros almacenan la dosis durante su exposición sin necesidad de estar conectados a una fuente de alimentación. Se trata de dispositivos pequeños de manejo fácil y con un proceso de lectura sencillo. Asimismo, son reutilizables y su coste económico es bajo. Todo ello supone una gran ventaja y facilita el proceso de medida [2]. Por otro lado, se pueden utilizar en dosimetría personal por lo que normalmente suelen ir en una carcasa que facilita su transporte.

Los objetivos de este trabajo son:

- Verificar que la carcasa, normalmente utilizada en dosimetría personal, no afecta a la tasa de dosis equivalente ambiental en dosimetría de áreas.
- Estimar qué fracción de la tasa de dosis se debe a la concentración de radón en los laboratorios.
- Conocer el protocolo para la vigilancia dosimétrica mediante dosimetría de áreas en el Laboratorio Subterráneo de Canfranc con mi participación en la distribución y recogida de dosímetros en el último trimestre de 2019.

2. Preparación

2.1. Dosímetro

Se ha utilizado dosímetros personales UD-802A los cuales están formados por cuatro detectores TL: E1 y E2 de borato de litio dopado con cobre y E3 y E4 de sulfato de calcio dopado con tulio. Consisten en una monocapa de gránulos de $90\ \mu\text{m}$ de diámetro, en una superficie de 3 mm de diámetro y un espesor aproximado de $14\ \text{mg}/\text{cm}^2$. Dichos materiales se depositan sobre una lámina delgada de poliamida. Por el lado opuesto de la lámina hay un recubrimiento de carbono que facilita la absorción del haz infrarrojo durante la lectura. Envolviendo el material TL, existe una cubierta de teflón. El soporte que contiene los 4 elementos se introduce en un chasis, fijándose mecánicamente y constituyendo el conjunto de detección. El chasis, además de contener los diversos filtros anteriores y posteriores (tabla 2.1), incorpora lateralmente un código de orificios que contiene, entre otras informaciones, la identificación del conjunto, visible exteriormente por una etiqueta adhesiva.

Elemento	Rango de dosis fiable	Fósforo	F.anter. (mg/cm^2)	F.post. (mg/cm^2)	Material
E1	$100\mu\text{Sv}$ - $10\ \text{Sv}$	$\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$ (Cu)	14	28	plástico
E2	$100\mu\text{Sv}$ - $10\ \text{Sv}$	$\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$ (Cu)	160	320	plástico
E3	$10\mu\text{Sv}$ - $500\ \text{mSv}$	CaSO_4 (Tm)	160	320	plástico
E4	$10\mu\text{Sv}$ - $500\ \text{mSv}$	CaSO_4 (Tm)	860	1020	plástico + plomo

Tabla 2.1: Fósforos y filtros usados en el dosímetro UD-802A

Como se puede ver en la tabla 2.1, el rango de dosis fiable de los elementos E1 y E2 es distinto al de los elementos E3 y E4, ya que la sensibilidad del $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$ es mucho menor que la del CaSO_4 . Además, el diferente espesor de los filtros de los 4 elementos que forman el dosímetro permite estimar la dosis superficial, la dosis en el cristalino y la dosis profunda producida por un campo de radiación de electrones y fotones. [6],[7].

2.2. Lector Parasonic UD-716AGL

Se utiliza un lector TLD automático modelo UD-716. Dicho lector procesa y almacena la información de los dosímetros. Sus funciones están controladas mediante 256 parámetros internos donde cada parámetro lleva asociada una o varias funciones a realizar. El microordenador incorporado permite tratar los datos medidos, además de transmitirlos a un ordenador externo. De este modo, una vez que introducimos los dosímetros en el lector, obtenemos en el ordenador los datos sobre la dosis.

El principio de lectura es sencillo. Cuando el elemento termoluminiscente se calienta, la energía acumulada por absorción de la radiación es emitida en forma de luz. La dosis se mide detectando esa luz. En este lector, los elementos termoluminiscentes se calientan con una lámpara infrarroja y la luz emitida por cada elemento se divide y almacena en tres regiones: PRE, DOSE y POST. En la

región PRE, el elemento TL se calienta para liberar las trampas de baja temperatura responsables del “fading” a corto plazo. La región DOSE almacena la respuesta del elemento utilizada para determinar la dosis equivalente. Por último, la región POST muestra el valor residual del elemento. Un tubo fotomultiplicador detecta la luz y las cuentas generadas por el mismo se registran en un contador de fotones o se mide la intensidad de corriente. El contador de fotones es el más adecuado para detectar la luz débil provocada por bajas dosis ya que los fotones que inciden en el photocátodo se encuentran lo suficientemente separados en el tiempo como para que cada uno esté asociado a un pulso del fotomultiplicador, mientras que la intensidad de corriente se mide cuando la luz es intensa y provoca que los pulsos se superpongan entre sí. El punto de cruce para estos dos métodos depende de la sensibilidad del fotomultiplicador [6], [8].

2.3. Influencia de la carcasa en los dosímetros personales

Los dosímetros descritos en la sección 2.1. se fijan normalmente a la ropa del personal con ayuda de una carcasa, pero para la lectura de dosis tenemos que quitarla. En la dosimetría de las instalaciones del laboratorio de Canfranc, los dosímetros se distribuyen en puntos prefijados y no se utilizan las carcchas para agilizar su lectura. Entonces, irradiamos seis dosímetros con ^{137}Cs (fuente estándar para calibrar dosímetros tipo TLD), donde tres de ellos llevan carcasa, para valorar su influencia en la dosis absorbida por los dosímetros. La irradiación se hizo en el Hospital Clínico Universitario “Lozano Blesa” de Zaragoza.

El diagrama de desintegración del ^{137}Cs es el de la figura 2.1.

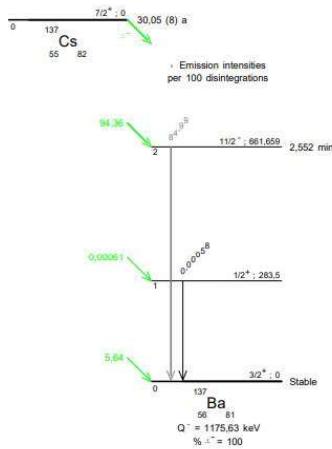


Figura 2.1: Esquema de desintegración del ^{137}Cs . Figura recuperada de [9].

Como se puede ver en la figura 2.1, el ^{137}Cs emite partículas beta, es decir, electrones con espectro continuo hasta la energía máxima, que es 0,512 MeV el 95 % de las veces y 1,174 MeV el 5 % restante. Por otro lado, del 95 %, el 85,1 % de las veces se emiten rayos gamma de 662 keV, mientras que del porcentaje restante se produce conversión interna y se emiten electrones de conversión, principalmente de 624 keV, rayos X de 32 keV mayoritariamente y electrones Auger de muy escasa contribución a la dosis.

Como se ha visto en la sección 2.1., los elementos E1 y E2 por un lado, y los elementos E3 y E4 por otro, son similares porque el fósforo que se utiliza es el mismo. De este modo, para un campo de electrones y fotones procedentes de la fuente de ^{137}Cs , si la dosis de los electrones es despreciable y el campo de fotones se atenúa muy poco en 0,7 mm de plomo del elemento E4, se puede aprovechar los resultados de dosis registrados en E3 para duplicar la estadística en E4. Lo mismo se puede aplicar para E1 y E2, pues sólo se diferencian en el espesor de los filtros.

Una vez que se haya comprobado si existe diferencia entre las dosis de dosímetros con y sin carcasa, se estudia si existe diferencia entre E1 y E2 y entre E3 y E4.

La actividad de la fuente de ^{137}Cs es: $A = 0,381 \pm 0,004 \text{ GBq}$ ¹ en la fecha en que se realiza la calibración² y la constante de tasa equivalente de dosis ambiental es $\Gamma_{\delta}^{H^*(10)} = 93,1 \frac{\mu\text{Sv} \cdot m^2}{h \cdot \text{GBq}}$ [11], por lo tanto, la dosis equivalente ambiental depende de la actividad de la fuente, la distancia entre la fuente y los dosímetros y el tiempo que estamos irradiando. Entonces,

$$93,1 \frac{\mu\text{Sv} \cdot m^2}{h \cdot \text{GBq}} \cdot 0,381 \pm 0,004 \text{ GBq} = 35,5 \pm 0,4 \frac{\mu\text{Sv} \cdot m^2}{h} \quad (2.1)$$

Se busca un compromiso entre la distancia y el tiempo. La ecuación (2.1) es válida para fuentes puntuales y dosímetros puntuales. Como se miden los 6 dosímetros simultáneamente, hay que alejar los dosímetros de la fuente para que la distancia fuente-dosímetro sea prácticamente la misma. No obstante, cuanto más lejos se colocan los dosímetros a la fuente, más tiempo tenemos que estar irradiando. Teniendo en cuenta lo anterior, los dosímetros se colocan a 0,50 m de la fuente y se irradian durante dos horas, la dosis equivalente ambiental en los dosímetros es,

$$H^*(10) = 35,5 \pm 0,4 \frac{\mu\text{Sv} \cdot m^2}{h} \cdot 2 h \cdot \frac{1}{(0,50 \pm 0,01 \text{ m})^2} = 284 \pm 7 \mu\text{Sv} \quad (2.2)$$

El montaje que se utiliza se muestra en la figura 2.2. La fuente radiactiva es una pieza de un material que contiene ^{137}Cs en una pequeña cápsula de unos 2 cm de largo. Esta cápsula se encuentra en el depósito que se muestra en la figura 2.3 (izquierda). La cápsula a su vez está soldada, en uno de sus extremos, a un cable metálico que sirve para extraerla y recogerla de su alojamiento de seguridad. Encima de la salida de la fuente se coloca una pieza cilíndrica de plomo que hace la función de colimador (figura 2.3, derecha). Los dosímetros se sitúan en un bloque de porexpan y su posición se ajusta de tal forma que se encuentran alineados con la salida de la fuente. Además, se colocan paneles para evitar la dispersión de radiación.

¹ La actividad se calcula a partir de los datos de actividad en la fecha de calibración de la fuente, $A = 1,01 \text{ GBq}$ el 06/06/1977, recogidos en el certificado de calibración emitido por el fabricante y del tiempo de semidesintegración, $T_{1/2} = 11018,2 \pm 9,5 \text{ d}$ obtenido de [10]

² Las medidas con ^{137}Cs se realizan el 8/11/19 de 8:29 a 10:29.



Figura 2.2: Montaje para la irradiación de los dosímetros con la fuente radiactiva de ^{137}Cs . Sistema fuente-detector. Vista desde arriba del montaje. Alineación del sistema fuente-detector con bloques de porexpan (derecha).

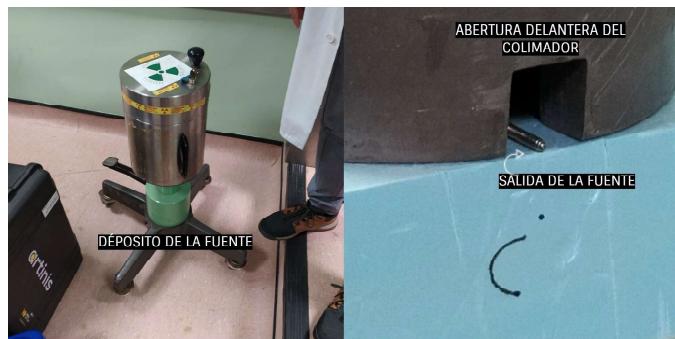


Figura 2.3: Depósito de la fuente de ^{137}Cs (izquierda). Salida de la fuente (derecha)

Los resultados obtenidos de la dosis se recogen en la tabla 2.2, donde aparece el número de los dosímetros, las dosis asociadas a cada elemento y se indican cuáles de ellos poseen o no carcasa.

		Dosis (μSv)			
	Número	E1	E2	E3	E4
Con carcasa	441232	347,4	388,2	157,2	160,6
	441297	249,4	203,3	140,5	162,6
	441298	265,8	191,1	139,2	152,2
Sin carcasa	441238	272,3	186,5	140,3	156
	441226	276,9	176,3	142,9	161,7
	441200	360	320,8	147,6	154,3

Tabla 2.2: Resultados de la dosis para la fuente de ^{137}Cs durante 2 horas a 0,50 m.

Utilizamos la prueba t-Student (ver apéndice A) para determinar si existe diferencia entre la dosis de los dosímetros con o sin carcasa, entre las dosis de E1 y E2 y entre las de E3 y E4.

Se toma como hipótesis nula, H_0 , que no existe diferencia entre los dosímetros con o sin carcasa y se realiza la prueba t-Student a las medidas de la tabla 2.2. Se especifican los valores de dosis debida a la fuente de ^{137}Cs para los distintos elementos con \bar{x}_c y \bar{x}_s , la media de las tres medidas con carcasa y sin carcasa y sus incertidumbres $s_{\bar{x}_c}$ y $s_{\bar{x}_s}$ con $s_{\bar{x}_i} = s_i / \sqrt{n_i}$ donde s_i es la desviación estándar y n_i es el número de medidas. Asimismo, se indica el valor de t, los grados de libertad y el intervalo de confianza.

	$\bar{x}_c \pm s_{\bar{x}_c} (\mu Sv)$	$\bar{x}_s \pm s_{\bar{x}_s} (\mu Sv)$	t	g.l	Intervalo 95 % confianza
E1	288 ± 30	303 ± 29	0,37	3,98	[-2,78, 2,78]
E2	261 ± 64	228 ± 47	0,72	3,66	[-2,91, 2,91]
E3	$145,6 \pm 5,8$	$143,6 \pm 2,1$	0,33	2,53	[-3,70, 3,70]
E4	$158,5 \pm 3,2$	$157,3 \pm 2,2$	0,29	3,59	[-2,94, 2,94]

Tabla 2.3: Resultados prueba t-Student para la diferencia de dosímetros con o sin carcasa.

Como t se encuentra dentro del intervalo de confianza, la hipótesis nula se acepta. No hemos observado la influencia de la carcasa en la dosis y, de este modo, podemos utilizar seis medidas (3 con carcasa y 3 sin carcasa) para obtener la dosis promedio en cada uno de los elementos. Posteriormente, se realiza una prueba t-Student para comprobar que no existe diferencia entre los elementos E1 y E2 ni entre los elementos E3 y E4, pues están formados por los mismos fósforos. De esta forma, se plantean las hipótesis nulas siguientes:

- 1.) No existe diferencia en los resultados de dosis en el elemento E1 con respecto a E2.
- 2.) No existe diferencia en los resultados de dosis en el elemento E3 con respecto a E4.

Los resultados se recogen en la tabla 2.4 donde aparecen los elementos a los que se le aplica la prueba t-Student, la media, \bar{x}_i , y su incertidumbre, $s_{\bar{x}_i} = s_i / \sqrt{n_i}$, con s_i la desviación estándar de la muestra y n_i el número de medidas, asociadas a las muestras 1 y 2 a estudiar, en este caso, las dosis promedio correspondientes a E1 y E2 por un lado, y a E3 y E4 por otro. Además, se especifica la variable t, los grados de libertad y el intervalo de confianza que nos permitirá aceptar o rechazar la hipótesis nula.

Elementos	$\bar{x}_1 \pm s_{\bar{x}_1} (\mu Sv)$	$\bar{x}_2 \pm s_{\bar{x}_2} (\mu Sv)$	t	g.l	Intervalo 95 % de confianza
E1 y E2	295 ± 19	244 ± 36	1,25	7,56	[-2,33, 2,33]
E3 y E4	$144,6 \pm 2,8$	$157,9 \pm 1,8$	4,02	8,42	[-2,29, 2,29]

Tabla 2.4: Resultados prueba t-Student para la diferencia entre los elementos E1 y E2 ($Li_2B_4O_7$) y entre E3 y E4 ($CaSO_4$).

Si nos fijamos en la tabla anterior, los resultados que se obtienen implican que no existe una diferencia entre las dosis de los elementos E1 y E2 (aceptamos H_0), pero sí entre las dosis de los elementos E3 y E4 (rechazamos H_0), es decir, en este caso no podemos usar la lectura de E3 para estimar la dosis junto con la lectura de E4.

En este punto, es importante recordar que la dosis irradiada a los dosímetros por la fuente radiactiva de ^{137}Cs era de $284 \pm 7 \mu Sv$. No obstante, como se puede observar en la tabla 2.4, las

lecturas de dosis de los elementos E1 y E2 son más cercanas al valor de la dosis impartida, pero las incertidumbres estadísticas asociadas a dichas lecturas son grandes. En los elementos E3 y E4 se registran valores de dosis que subestiman el valor de la dosis irradiada y poseen errores estadísticos aproximadamente de un orden de magnitud más pequeños que los de los elementos E1 y E2. La diferencia en las incertidumbres estadísticas asociadas a estas medidas se debe principalmente al rango de dosis fiable de los fósforos. Como se ha visto en la sección 2.1, el $Li_2B_4O_7$ tiene baja respuesta para pequeñas dosis. Los valores de dosis registrados en los elementos E1 y E2 se acercan al límite inferior de dosis fiable y es por ello que sus incertidumbres estadísticas son más grandes que en los elementos E3 y E4.

Observando los resultados, lo que podemos afirmar es que estas medidas nos han permitido ver que la carcasa, utilizada en dosimetría personal, no influye en las medidas de dosis y no es necesaria introducirla en dosimetría de áreas. También indican que hay que calibrar de nuevo el lector de los dosímetros.

2.4. Medidas con una de fuente de ^{192}Ir

Decidimos hacer otras medidas con ^{192}Ir porque esta fuente es más activa que la de ^{137}Cs , para comparar sus respuestas y tener así la posibilidad de hacer medidas más rápidas con una fuente no estándar. La actividad de la fuente de ^{192}Ir en el día que se irradian los dosímetros³ es de $A = 237,9 \pm 1,1 \text{ GBq}$ ⁴ y teniendo en cuenta que la tasa de dosis equivalente ambiental es de $\Gamma_{\delta}^{H^*(10)} = 139 \frac{\mu\text{Sv} \cdot m^2}{h \cdot \text{GBq}}$ [11] obtenemos que,

$$139 \frac{\mu\text{Sv} \cdot m^2}{h \cdot \text{GBq}} \cdot 237,9 \pm 1,1 \text{ GBq} = (330,7 \pm 1,5) \cdot 10^2 \frac{\mu\text{Sv} \cdot m^2}{h} \quad (2.3)$$

Con ^{192}Ir se irradian dos dosímetros, uno con carcasa y el otro sin ella, durante un minuto mientras que otros dos, con y sin carcasa, se irradian durante dos minutos. Todos los dosímetros están colocados a un metro de la fuente. De esta forma, la dosis equivalente ambiental que reciben los dosímetros cuando se irradian durante un minuto es,

$$H^*(10) = (330,7 \pm 1,5) \cdot 10^2 \frac{\mu\text{Sv} \cdot m^2}{h} \cdot \frac{1 \text{ min}}{60 \text{ min}} \cdot \frac{1}{(1,00 \pm 0,01 \text{ m})^2} = 551 \pm 11 \mu\text{Sv} \quad (2.4)$$

para los dos minutos, es el doble.

$$H^*(10) = 552 \pm 11 \mu\text{Sv} \cdot 2 = 1102 \pm 22 \mu\text{Sv} \quad (2.5)$$

El montaje se muestra en la figura 2.4. La fuente de ^{192}Ir tiene un estrecho colimador. Se coloca en el soporte, situado a un metro de la fuente, un bloque de porexpan donde se ponen los dosímetros

³Las medidas se realizan en la sala de braquiterapia del Hospital Clínico de Zaragoza el 8/11/19 a las 9:50.

⁴La actividad se calcula a partir de los datos de actividad en la fecha de calibración de la fuente, $A = 406,40 \text{ GBq}$ el 12/9/2019, recogidos en el certificado de calibración emitido por el fabricante y del tiempo de semidesintegración, $T_{1/2} = 73,810 \pm 0,019 \text{ d}$ obtenido de [10]

alineados con la fuente. Se irradian los 4 dosímetros durante un minuto y cuando finaliza el proceso, se quitan dos de los dosímetros, uno con carcasa y el otro sin carcasa, y se irradian los otros dos durante un minuto más.



Figura 2.4: Montaje para la irradiación de dosímetros con la fuente radiactiva de ^{192}Ir

Los resultados obtenidos de dosis se recogen en la tabla 2.5 donde se especifica el número de los dosímetros, la dosis registrada en los cuatro elementos, cuales de ellos llevan o no carcasa y el tiempo de irradiación de cada uno de los dosímetros.

			Dosis (μSv)			
	Tiempo	Número	E1	E2	E3	E4
Con carcasa	2 min	441299	865,9	740,6	793	671,5
	1 min	441300	474,1	430,4	381,9	354,6
Sin carcasa	2 min	441184	865,1	761,1	846,5	678,6
	1 min	441202	554,8	635,8	425,2	358

Tabla 2.5: Resultados de la medida para la fuente de ^{192}Ir a 1,00 m.

Para las medidas de ^{192}Ir se va a suponer que no existe diferencias entre los dosímetros con y sin carcasa, por lo que tenemos dos medidas de dosis para cada elemento. Haciendo el promedio de estas dos medidas, obtenemos los resultados de las tablas 2.6 y 2.7 para cada uno de los elementos,

	E1		E2	
	2 min	1 min	2 min	1 min
Dosis(μSv)	865,5 \pm 0,4	514 \pm 40	751 \pm 10	533 \pm 103

Tabla 2.6: Dosis promedio debida a la fuente de ^{192}Ir para los elementos E1 y E2 de los dosímetros.

	E3		E4	
	2 min	1 min	2 min	1 min
Dosis(μSv)	820 \pm 27	404 \pm 22	675,1 \pm 3,6	356,3 \pm 1,7

Tabla 2.7: Dosis promedio debida a la fuente de ^{192}Ir para los elementos E3 y E4 de los dosímetros.

Si observamos los resultados, parece que la dosis en dos minutos no siempre es el doble que la dosis en un minuto. Hacemos un test t-Student para comprobarlo. Si llamamos “x” a la dosis en un minuto e “y” a la dosis en dos minutos, planteamos la hipótesis nula de que $2x=y$, es decir, $2x-y=0$. Los resultados obtenidos para los distintos elementos son los que se muestran en la tabla 2.8, en donde se indican el valor de la variable $2x-y$ con su incertidumbre estadística asociada, el valor de t, los grados de libertad y el intervalo de confianza.

	2x-y (μSv)	t	g.l	Intervalo 95 % de confianza
E1	163 \pm 81	2,02	5	[-2,57, 2,57]
E2	315 \pm 206	1,53	5,02	[-2,57, 2,57]
E3	13 \pm 51	0,25	8,33	[-2,29, 2,29]
E4	37,6 \pm 4,9	7,64	9,98	[-2,23, 2,23]

Tabla 2.8: Resultados prueba t-Student para comprobar que la dosis de ^{192}Ir registrada en los distintos elementos en dos minutos es el doble que la dosis en un minuto.

Así, se acepta la hipótesis nula en todos los casos menos para el elemento E4. Esto significa que se necesitan más datos para estimar con más precisión los valores medios y las incertidumbres. Habría que repetir estas medidas usando más dosímetros, por ejemplo 6 dosímetros durante 1 minuto y otros 6 durante 2 minutos, para comprobar con la prueba t-Student si las dosis medias están en la proporción correcta para los 4 elementos.

Calibración

Como ya se ha comentado, las lecturas dosis obtenidas en los distintos elementos son distintas al valor de la dosis irradiada por la fuente de ^{137}Cs . Es por ello que en esta sección vamos a utilizar los datos de dosis de los elementos E1, E2, E3 y E4 de la tabla 2.4 para realizar una calibración. Aunque hemos obtenido en la prueba t-Student que no existe diferencia entre los valores de dosis de E1 y de E2, se van a tratar por separado para calibrar cada uno de los 4 elementos, aunque la fiabilidad es dudosa porque los valores de dosis de los elementos E1 y E2 se acercan al límite inferior de dosis fiable (tabla 2.1), como se ha visto en la sección 2.3.

Se calculan así 4 factores de calibración adimensionales (tabla 2.9) teniendo en cuenta que la dosis irradiada por la fuente de ^{137}Cs es de $284 \pm 7 \mu\text{Sv}$,

	E1	E2	E3	E4
Factores de calibración	$0,96 \pm 0,07$	$1,2 \pm 0,2$	$1,96 \pm 0,06$	$1,80 \pm 0,05$

Tabla 2.9: Factores de calibración.

Se van a aplicar estos factores a las medidas obtenidas con la fuente de ^{192}Ir de la tabla 2.5 para

ver si obtenemos valores de dosis más cercanos a los valores de dosis irradiadas a los dosímetros. Las dosis medidas por los elementos E1, E2, E3 y E4 se muestran en las tablas 2.10 y 2.11, donde aparecen los resultados sin los factores de calibración y con ellos.

	E1		E2	
	2 min	1 min	2 min	1 min
Dosis sin(μSv)	865,50 \pm 0,40	514 \pm 40	751 \pm 10	533 \pm 102
Dosis con(μSv)	832 \pm 57	495 \pm 52	873 \pm 131	620 \pm 151

Tabla 2.10: Dosis promedio sin y con los factores de calibración para la fuente de ^{192}Ir para los elementos E1 y E2 de los dosímetros.

	E3		E4	
	2 min	1 min	2 min	1 min
Dosis sin(μSv)	820 \pm 27	404 \pm 22	675,1 \pm 3,6	356,3 \pm 1,7
Dosis con(μSv)	1610 \pm 73	793 \pm 49	1214 \pm 33	641 \pm 18

Tabla 2.11: Dosis promedio sin y con los factores de calibración para la fuente de ^{192}Ir para los elementos E3 y E4 de los dosímetros.

Sabemos que la dosis que recibieron los dosímetros cuando se irradiaron durante un minuto es de $551 \pm 11 \mu\text{Sv}$ y durante dos minutos es de $1102 \pm 22 \mu\text{Sv}$. Si comparamos los resultados obtenidos con la calibración en la tabla 2.10 y 2.11, vemos que no han mejorado demasiado los resultados.

La conclusión es que la calibración con ^{137}Cs no parece aplicable al ^{192}Ir . Creemos que la radiación gamma dispersada podría ser la responsable de este desacuerdo. La verificación de esta conjectura intentaremos hacerla en futuras calibraciones.

3. Laboratorio Subterráneo de Canfranc

3.1. Características del laboratorio

El Laboratorio Subterráneo de Canfranc (LSC) es una instalación científica subterránea que se encuentra en el túnel ferroviario de Somport en el municipio de Canfranc perteneciente a la comarca La Jacetania.

Las galerías para los experimentos están excavadas a 800 metros de profundidad bajo la Montaña del Tobazo. De este modo, se encuentran aisladas de los rayos cósmicos, reuniendo así las condiciones indispensables para la investigación, principalmente, de la materia oscura y otros sucesos naturales de la física de partículas.

El LSC tiene un área de 1.250 m^2 que se corresponde a un volumen de aproximadamente 10.000 m^3 . Posee dos salas experimentales: el HALL A, cuyas dimensiones son $40 \times 15 \times 12 \text{ m}^3$ y el HALL B y C que se encuentran compartiendo un espacio de dimensiones $15 \times 10 \times 7 \text{ m}^3$. (HALL B: $10 \times 10 \times 7 \text{ m}^3$; HALL C: $5 \times 10 \times 7 \text{ m}^3$)

En dichas salas se distribuyen los experimentos. Algunas oficinas, una sala blanca, un taller mecánico y una sala de almacenamiento de gases están situadas en espacios anexos.

Por otro lado, el edificio sede del LSC posee 16 despachos para los usuarios científicos, 9 despachos para el personal del LSC y 4 laboratorios especializados. Además cuenta con un taller de mecánica, un almacén, salas de conferencias y exposiciones, dos apartamentos y una terraza.

Debido a que los proyectos de investigación que se desarrollan en el LSC necesitan niveles muy bajos de radiactividad, tanto en los materiales usados en los experimentos como en el entorno, la radiación ambiental, que incluye la debida al radón, tiene que ser muy baja. De este modo, se realiza un estudio continuo en el que se mide y se monitoriza la dosis equivalente ambiental, $H^*(10)$ y la concentración de radón. Estas medidas buscan asegurar que se cumplen con los requisitos de protección radiológica impuestos por el Consejo de Seguridad Nuclear para la protección del personal que trabaja en el LSC y de los investigadores de los experimentos que aloja el laboratorio [12].

3.2. Radiación natural

La radiación ionizante natural se debe a radionucleidos que se encuentran en el ambiente, tanto en el agua, tierra y aire como en los seres vivos, y a la radiación cósmica. La desintegración de radionucleidos inestables da lugar a la emisión de partículas subatómicas como alfa, beta o neutrones, además de radiación electromagnética como rayos X o radiación gamma. Para las energías típicas de la radiactividad natural las partículas alfa no contribuyen ni siquiera a la dosis superficial,

las partículas beta tienen un poder penetración inferior al de la radiación gamma por lo que su contribución a la dosis será pequeña en comparación con la contribución de radiación gamma [13].

Los radionucleidos de origen natural presentes en nuestro planeta son elementos de periodo de semidesintegración muy largos que dan lugar a otros elementos radiactivos de vida más corta, que contribuyen a la dosis recibida por los seres vivos. Es el caso del ^{238}U (apéndice C) en cuya cadena se encuentra el ^{222}Rn como producto de la desintegración del ^{226}Ra .

Este gas de ^{222}Rn no suele presentar niveles altos al aire libre pero tiende a acumularse en las viviendas y puede dar lugar a concentraciones elevadas, especialmente en zonas con suelos muy permeables o con un alto contenido de ^{226}Ra [14].

Determinadas actividades laborales, sobre todo en recintos subterráneos o cerrados, pueden presentar un riesgo significativo de exposición a este gas, es por ello que en el LSC hay que controlar su concentración.

3.3. Instrumentación

Para la medida de radón se utiliza un equipo portátil de Alphaguard P30 de Genitron Instruments. Las medidas se toman cada 10 minutos y posteriormente se analizan en un ordenador portátil por medio del software Data Expert. El equipo consiste una cámara de ionización con un contador de impulsos que realiza la medición de emisiones alfa en la región de la señal correspondiente al ^{222}Rn . Además de obtener la concentración de radón en el aire, ofrece datos sobre la temperatura, la presión atmosférica y la humedad relativa [15].

Para la medida de la dosis ambiental, utilizamos los dosímetros modelo UD-802A explicados en el capítulo 2. Se colocan 4 dosímetros juntos en un envase de plástico herméticamente cerrado para impedir la entrada de agua o polvo. Cada uno de los envases posee una etiqueta donde se especifica el nombre de los dosímetros que se encuentran en dicho envase y la zona donde se van a colocar.



Figura 3.1: Dosímetros en su envase herméticamente cerrado con su correspondiente etiquetado (izquierda) y conjuntos de dosímetros antes de envasarlos con su correspondiente etiquetado (derecha).

Estos envases se distribuyen en 14 zonas distintas del LSC (incluyendo la sede). Dentro del LSC, las zonas en las que se colocan los envases son 6, salas A, B, C, D, E y otros dos en el laboratorio 780. Las salas D y E se encuentran en el laboratorio 2500 (figura 3.2). Por otro lado, en la sede se

colocan los otros 8, en el laboratorio de física, química, electrónica, en dos oficinas, en el taller y en la terraza.

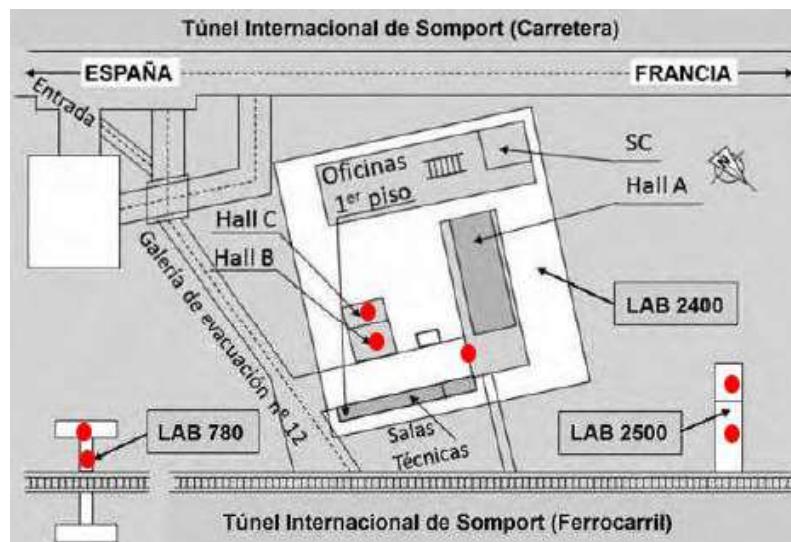


Figura 3.2: Plano del Laboratorio Subterráneo de Canfranc. En rojo están marcadas las zonas donde se colocan los TLDs.

4. Resultados

4.1. Resultados de la tasa de dosis equivalente ambiental, $\dot{H}^*(10)$, y concentración de ^{222}Rn

En esta sección, se muestran los resultados obtenidos para el año 2018 de dosis equivalente ambiental y concentración de radón en las salas A, B y C. Se ha considerado estudiar estas zonas pues son aquellas en las que tienen lugar la mayoría de experimentos científicos que necesitan condiciones de baja radiactividad y también son las más transitadas por el personal o los visitantes. En este punto, es importante notar que la medida de $H^*(10)$, se realiza, aproximadamente, cada dos meses, es decir, los dosímetros contienen la dosis que ha acumulado en esos dos meses. Teniendo en cuenta la fecha de colocación hasta la fecha de retirada de los dosímetros, se ha obtenido $\dot{H}^*(10)$ expresada en $\mu\text{Sv}/\text{mes}$.

La medida de la concentración de radón se realiza cada 10 minutos. A partir de estos datos, he calculado el promedio de la concentración de radón entre las fechas de colocación y retirada de los dosímetros.

Las fechas de colocación y retirada de los dosímetros durante el año 2018 son las que se muestran en la tabla 4.1.

fecha colocación	fecha retirada
05-02-18	09-04-18
09-04-18	11-06-18
11-06-18	06-08-18
06-08-18	24-10-18
24-10-18	20-12-18
20-12-18	11-02-19

Tabla 4.1: Fecha de colocación y retirada de dosímetros en el LSC en el año 2018.

Por tanto, por ejemplo, para el periodo que transcurre desde 05-02-18 hasta 09-04-18, se registró un resultado de dosis para esos 63 días en μSv . A partir de ese dato, obtenemos una tasa de dosis promedio para 30 días en $\mu\text{Sv}/\text{mes}$. Con la concentración de radón, se han tomado los datos de concentración durante ese periodo y se han promediado, obteniendo la concentración promedio de radón en los dos meses.

Se va a estudiar sólo los resultados obtenidos por los elementos E3 y E4. El elemento E4 es el que mide la dosis equivalente ambiental, $H^*(10)$, pero podemos considerar que los elementos E3 y E4 se comportan de la misma forma porque los fotones que más contribuyen a la dosis tienen la energía suficiente como para que los 0,7 mm de Pb del elemento E4 sean irrelevantes.

Los resultados de dosis registrada en los TLDs en el año 2018 vienen representados en un diagrama de barras (figura 4.1) donde se comparan las tasas de dosis equivalente ambiental para

las salas A, B y C.

En el eje horizontal se ha escrito el mes de colocación de dosímetros mientras que cada barra del diagrama se corresponde con la $\dot{H}^*(10)$ durante los periodos que transcurren desde la fecha de colocación hasta la fecha de retirada de dosímetros.

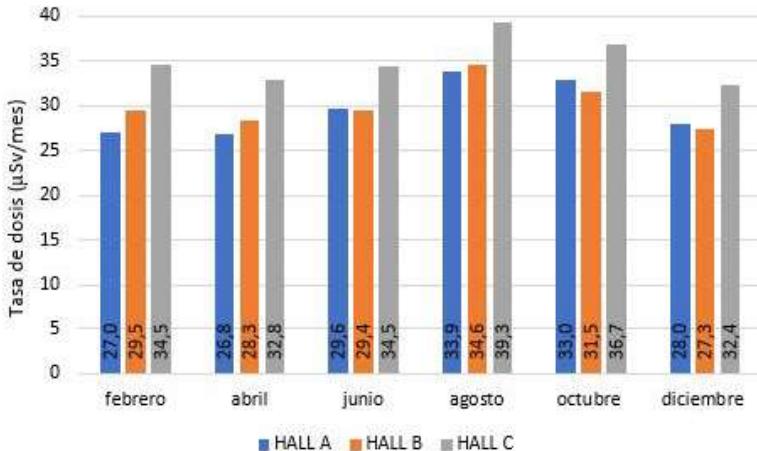


Figura 4.1: $\dot{H}^*(10)$ en el año 2018.

En el gráfico anterior se puede observar que la dosis crece hasta alcanzar, en los meses de agosto y septiembre, su máximo valor para después disminuir. Además se observa que la zona en la que se registra mayor dosis es en el hall C.

Los resultados obtenidos muestran que las dosis en las distintas zonas del laboratorio estudiadas son mucho menores que la dosis registrada en el exterior del laboratorio. Concretamente, en Canfranc la dosis ambiental es de 0,88 mSv/año, lo que se traduce en 73 $\mu\text{Sv}/\text{mes}$ [16], por lo que las condiciones de baja radiactividad en el área experimental están aseguradas además de garantizar la seguridad de trabajadores o visitantes al laboratorio frente a la posibilidad de correr un riesgo de exposición. Los límites de dosis en España para trabajadores expuestos y miembros del público es de 50 mSv/año y de 1 mSv/año respectivamente; ninguno de estos dos valores máximos incluye las dosis recibidas a causa de la radiactividad natural ni tampoco la recibida como consecuencia de exámenes o tratamientos médicos. [1].

En cuanto a la concentración de radón, los resultados obtenidos para las tres zonas del laboratorio se representan en la figura 4.2. Al igual que ocurre con el gráfico anterior, en el eje de abscisas aparece el mes de colocación de dosímetros. De este modo, por ejemplo, los primeros tres datos de las salas A, B y C se corresponden a la concentración promedio de radón desde la fecha 05-02-18 hasta el 09-04-18.

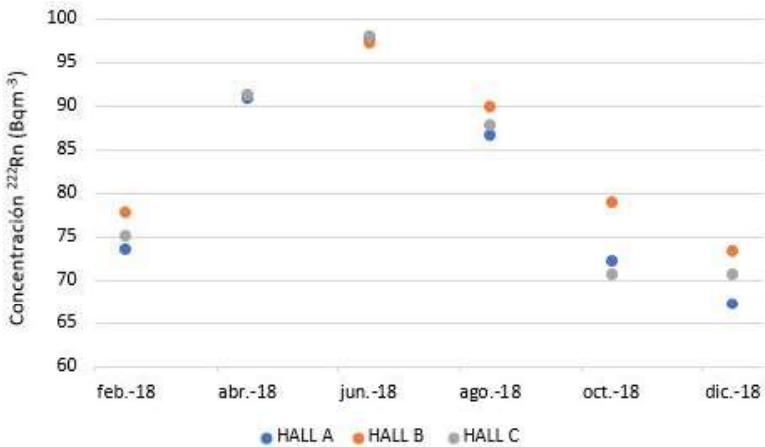


Figura 4.2: Concentración ^{222}Rn durante los seis intervalos de medida del año 2018.

La concentración de radón crece hasta alcanzar su pico en los meses de junio y julio para después disminuir. Esto parece que se debe a que las condiciones ambientales, como la temperatura, contribuyen a una mayor emisión de radón desde el suelo y la roca. [15] Asimismo, las diferencias en las concentraciones de radón entre las distintas zonas del laboratorio se hacen más notables a finales del año mientras que es en el hall B donde existe una mayor concentración de radón. El hall B es principalmente una zona de paso que se encuentra bastante ventilada, pero el Alphaguard del hall B se encuentra en la parte de atrás, pegado al hall C y por ello pensamos que la concentración de ^{222}Rn es algo más elevada que en el resto de las salas al estar en una zona menos ventilada y pegada al hall C.

Por otro lado, las concentraciones de radón a lo largo del año no superan los 100 Bqm^{-3} , concentración que se encuentra por debajo del límite permitido de 600 Bqm^{-3} registrado en la Instrucción IS-33 del 21 de diciembre de 2011, del Consejo de Seguridad Nuclear sobre criterios radiológicos para la protección frente a la exposición a la radiación natural.

4.2. Influencia de la concentración de radón en la tasa de dosis medida por los TLDs

El objetivo de esta sección es estimar la contribución de la concentración de radón a la dosis registrada en los TLDs.

Se ha representado la tasa de dosis de TLDs y la concentración de radón en una misma gráfica para las salas A, B y C en 2018 (figura 4.3). El eje de abscisas se refiere al mes de colocación de los dosímetros en el laboratorio.

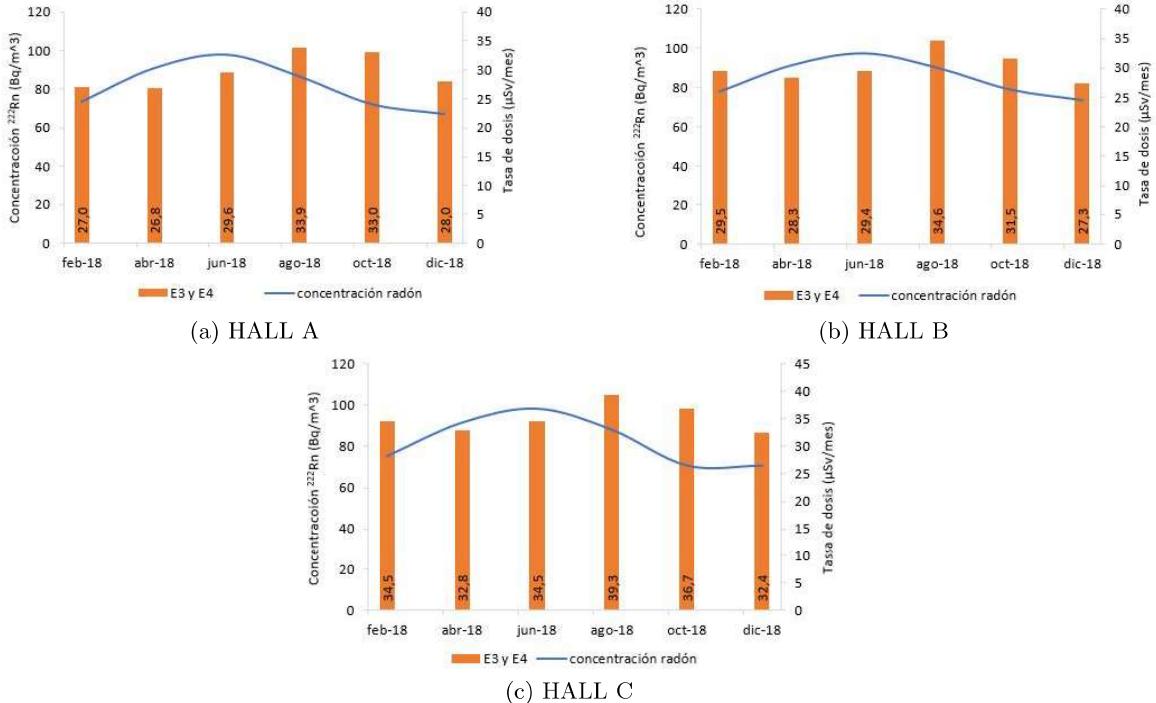


Figura 4.3: Concentración de ^{222}Rn en Bqm^{-3} y $\dot{H}^*(10)$ en $\mu Sv/mes$ en 2018.

De los resultados anteriores sólo podemos ver que ambas magnitudes varían a lo largo del año. El máximo de tasa de dosis es aproximadamente dos meses posterior al máximo de ^{222}Rn . Basándonos exclusivamente en este hecho, no parece que la concentración de radón sea la responsable de la variación de la tasa de dosis $\dot{H}^*(10)$. No obstante, también tenemos otros hechos como los que se ha comentado en la sección anterior, $\dot{H}^*(10)$ en el hall C es mayor que en el resto de las zonas mientras que la concentración de radón parece ser más elevada en el hall B. Para intentar aclarar esta situación, en la siguiente sección estimaremos, a partir de la concentración de radón expresada en Bq/m^3 , la tasa de dosis debida al radón expresada en $\mu Sv/mes$ y así poder llegar a una conclusión.

4.2.1. Estimación de la tasa de dosis debida al ^{222}Rn

En esta sección se explica el paso de concentración de ^{222}Rn en Bqm^{-3} a tasa de dosis de ^{222}Rn en $\mu Sv/mes$ a partir del modelo de nube radiactiva (ver apéndice B). En primer lugar, se obtienen unas cotas superiores suponiendo las salas A, B y C infinitas y después se tiene en cuenta las dimensiones de estos espacios aproximándolos a esferas homogéneas de gas radiactivo.

Suponiendo los espacios infinitos, vamos a utilizar la ecuación B.25 del apéndice B.

$$R = n_1 \left(\frac{\text{desint.}}{g \cdot s} \right) h\nu \left(\frac{MeV}{\text{desint.}} \right) \quad (4.1)$$

donde R es la tasa de dosis absorbida, n_1 es la actividad específica y $h\nu$ es la energía de cada fotón por cada desintegración.

El ^{222}Rn tiene un periodo de semidesintegración, $T_{1/2}$, de 3,8232 días y los fotones que contribu-

yen a la dosis profunda H*(10) provienen de los elementos ^{214}Pb con $T_{1/2}=26,916$ min y ^{214}Bi con $T_{1/2}=19,8$ min. De este modo, se han seleccionado las distintas energías de las emisiones gamma de dichos isótopos radiactivos cuya contribución a la tasa de dosis, R, sea mayor que 10^{-2} MeV/desint. (tabla 4.2) [17], [18], [19].

	Energía (MeV)	fotones/100 desint.
^{214}Pb	0,242	7,268
	0,2952	18,414
	0,3519	35,6
^{214}Bi	0,6093	45,49
	0,7684	4,892
	0,9347	3,1
	1,12	14,91
	1,238	5,831
	1,378	3,968
	1,509	2,128
	1,73	2,844
	1,764	15,31
	1,847	2,025
	2,119	1,158
	2,204	4,913

Tabla 4.2: Energía y número de fotones por cada 100 desintegraciones correspondientes a las emisiones gamma de ^{214}Pb y ^{214}Bi .

A partir de los resultados de la tabla 4.2 se obtiene la contribución total a la intensidad en unidades de MeV/desint. Además, como n_1 es la actividad específica expresada en Bq/g, conocida la densidad del aire se puede obtener la actividad específica del radón.

No obstante, lo que nos interesa es obtener la tasa de dosis expresada en $\mu\text{Sv}/\text{mes}$, que luego se compara con la dosis de los TLDs. Como sabemos que $1 \text{ Sv} = 1 \text{ J/kg}$, aplicamos el siguiente factor de conversión,

$$\frac{\text{MeV}}{\text{kg} \cdot \text{s}} \cdot \frac{3600\text{s}}{1\text{h}} \cdot \frac{24\text{h}}{1\text{d}} \cdot \frac{30\text{d}}{1\text{mes}} \cdot \frac{1\text{J}}{6,242 \cdot 10^{12}\text{MeV}} \cdot \frac{10^6\mu\text{Sv}}{1\text{Sv}} = \frac{3600 \cdot 24 \cdot 30 \cdot 10^6}{6,242 \cdot 10^{12}} \frac{\mu\text{Sv}}{\text{mes}} \quad (4.2)$$

Teniendo en cuenta que la densidad del aire en las salas A, B y C es de $1,02822 \text{ kg/m}^3$ a una presión de 880 hPa y a una temperatura de 25°C [20] y utilizando los datos de concentración de radón de la figura 4.2, se obtiene los siguientes resultados de la figura 4.4,

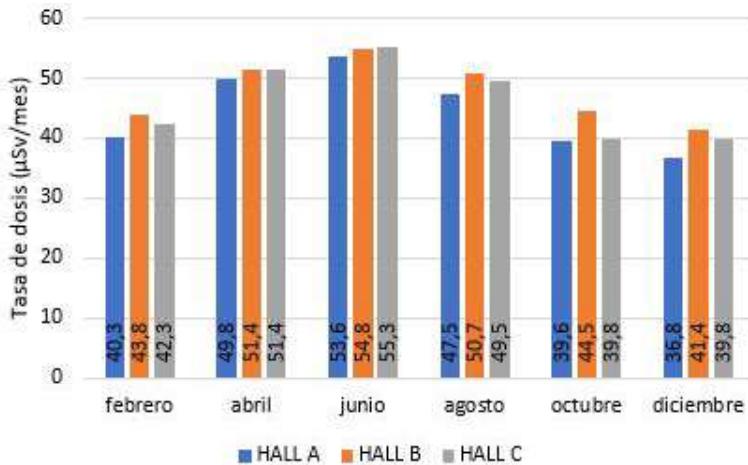


Figura 4.4: $\dot{H}^*(10)$ de ^{222}Rn en el año 2018 considerando las salas infinitas (Cota superior).

Los resultados obtenidos suponen una cota superior para la dosis debida al radón. Es del mismo orden de magnitud que la tasa de dosis medida y para ser más precisos, vamos a considerar a las salas A, B y C como esferas de un radio determinado a partir de sus respectivos volúmenes.

HALL A		HALL B		HALL C	
V (m^3)	r (m)	V (m^3)	r (m)	V (m^3)	r (m)
7200	11,98	700	5,51	350	4,37

Tabla 4.3: Dimensiones de las salas A, B y C. Volumen, V, expresado en unidades de m^3 y radio de la esfera, r, en m.

Utilizaremos las ecuaciones, (ver apéndice B)

$$R_{prim} \approx n_1 h \nu \frac{\mu_{a1}}{\mu_{01}} (1 - e^{-\mu_{01} X}) \quad MeV/(g \cdot s) \quad (4.3)$$

para obtener la tasa de dosis debida a fotones primarios, es decir, a fotones emitidos por la fuente que todavía no han interaccionado con la materia y,

$$R_{sec} \approx n_1 h \nu \rho_1 \frac{\sigma_{s1}}{\mu_{01}} [1 - e^{-\mu_{01} X} (1 + \mu_{01} X)] \quad MeV/(g \cdot s) \quad (4.4)$$

debida a los fotones secundarios, esto es, a fotones que han interaccionado con la materia.

n_1 es la actividad específica del radón expresada en Bq/g; $h\nu$ es la contribución de energía de los fotones por desintegración expresada en Mev/desint.; ρ_1 es la densidad expresada en g/cm^3 ; μ_{01} es el coeficiente de atenuación del medio en cm^{-1} ; μ_{a1} es el coeficiente de absorción del medio en cm^{-1} ; σ_{s1} es el coeficiente de dispersión Compton que viene dado por $\sigma_{s1} = \mu_{01} - \mu_{a1} cm^{-1}$; y X es el radio de las esferas en cm .

Tasa de dosis total

La tasa de dosis total es la suma de las contribuciones primaria y secundaria,

$$R_{total} = R_{prim} + R_{sec} \quad (4.5)$$

El cálculo es un poco más complicado que cuando estábamos suponiendo salas infinitas, pues los coeficientes de absorción, atenuación y el coeficiente de dispersión Compton dependen de la energía de los fotones.

En la tabla 4.4 aparecen los datos sobre los coeficientes de atenuación [21], los coeficientes de absorción y los coeficientes de dispersión Compton en el aire expresados en cm^2/g correspondientes a cada energía. Además, aparece la contribución energética de los fotones expresada en $MeV/desint$.

Los datos de los coeficientes de absorción se han obtenido a partir la base de datos en el NIST sobre el coeficiente másico de absorción en el aire [22]. Se han seleccionado los datos que se corresponden con energías entre los 0,2 MeV hasta los 3 MeV y se han ajustado a un polinomio de cuarto grado.

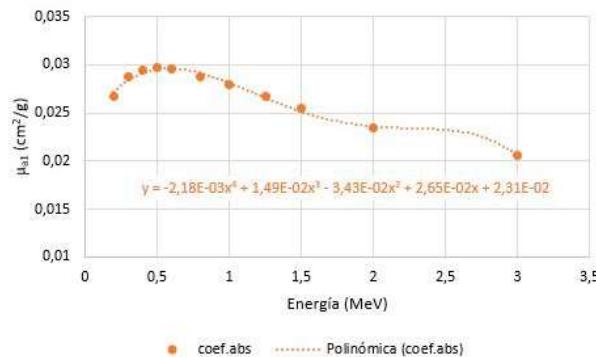


Figura 4.5: Ajuste del coeficiente másico de absorción, μ_{a1} , a un polinomio de cuarto grado.

	Energía (MeV)	$(Mev/desint.) \cdot 10^{-2}$	$\mu_{01} (cm^2/g) \cdot 10^{-2}$	$\mu_{a1} (cm^2/g) \cdot 10^{-2}$	$\sigma_{s1} (cm^2/g) \cdot 10^{-2}$
^{214}Pb	0,242	1,8	11,54	2,77	8,77
	0,295	10,5	10,74	2,83	7,91
	0,352	6,5	10,04	2,88	7,16
^{214}Bi	0,609	27,7	8,00	2,96	5,04
	0,768	3,8	7,21	2,92	4,29
	0,935	2,9	6,57	2,84	3,73
	1,120	16,7	6,02	2,73	3,29
	1,238	7,2	5,72	2,65	3,07
	1,378	5,5	5,41	2,56	2,85
	1,509	3,2	5,16	2,49	2,67
	1,730	4,9	4,81	2,39	2,42
	1,764	27,0	4,76	2,38	2,38
	1,847	3,7	4,64	2,35	2,29
^{214}Bi	2,119	2,5	4,31	2,31	2,00
	2,204	10,8	4,22	2,30	1,92

Tabla 4.4: Coeficientes másicos de atenuación, absorción y de dispersión Compton expresados en cm^2/g para cada energía, y la contribución energética de los fotones de ^{214}Pb y ^{214}Bi en $MeV/desint$.

A partir de los datos de la concentración de radón en el año 2018, la densidad del aire en las condiciones de presión y temperatura de las salas y utilizando el factor de conversión de la ecuación 4.2 obtendremos la dosis en Sv/mes .

Los resultados a los que se llegan a lo largo del año 2018 en las salas A, B y C son los de la figura 4.6. Se ha representado, además de la tasa de dosis debida al ^{222}Rn , la $\dot{H}^*(10)$ para las distintas salas.

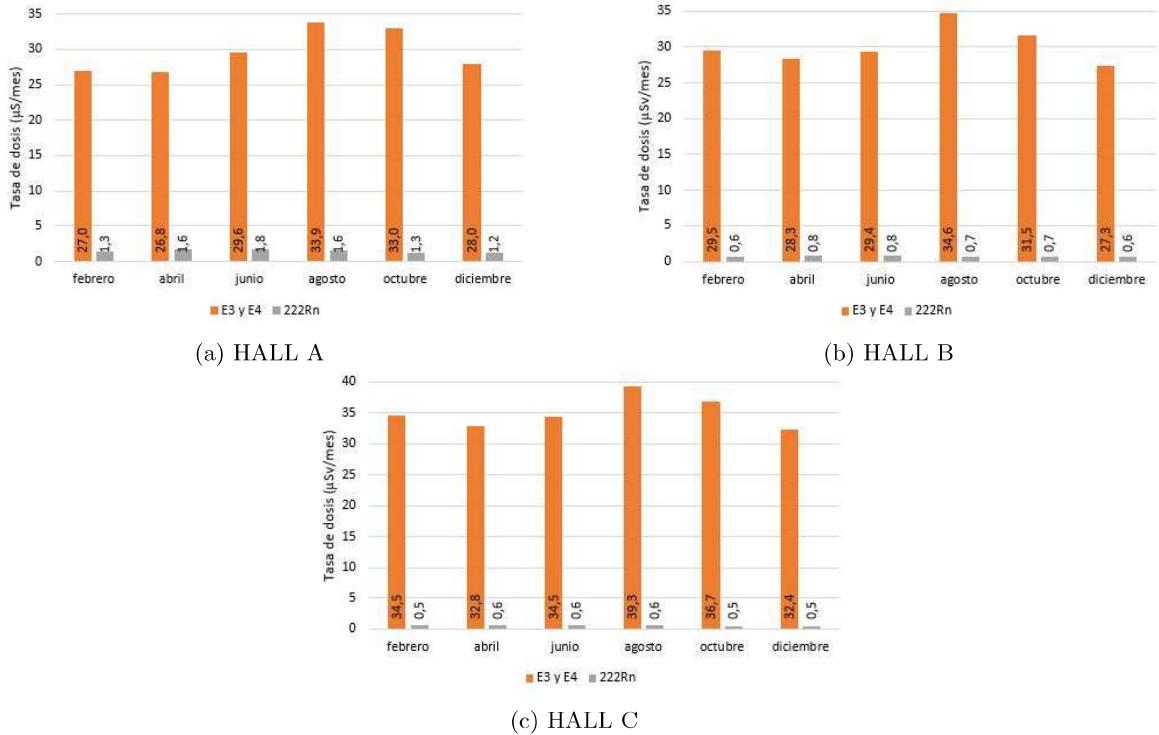


Figura 4.6: Tasa de dosis debida al ^{222}Rn y $\dot{H}^*(10)$ en el 2018.

La contribución del ^{222}Rn a la tasa de dosis es tan pequeña respecto a la tasa de dosis medida que la variación de su concentración no puede ser la responsable de la variación observada en la tasa de dosis medida.

5. Conclusiones

En el Laboratorio Subterráneo de Canfranc (LSC) es necesario seguir un protocolo para la vigilancia de áreas y ambiental que permita minimizar cualquier tipo de riesgo radiológico, teniendo en cuenta los principios de la protección radiológica de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP). Se mide la concentración de ^{222}Rn en las distintas salas del laboratorio con un equipo Alphaguard P30 cada 10 minutos y la tasa de dosis equivalente ambiental $\dot{H}^*(10)$ a partir de dosímetros termoluminiscentes (TLD) UD-802A cada dos meses. La lectura de los dosímetros se realiza en la Universidad de Zaragoza en un lector Parasonic UD-716AGL.

Durante mi participación en la recogida, distribución y lectura de los dosímetros el último trimestre de 2019 he comprobado que las concentraciones de radón y las tasas de dosis registradas en el LSC son menores que los límites de concentración de radón y de dosis permitidos en España e impuestos por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN).

En este trabajo se ha estudiado la influencia de la carcasa del dosímetro, un complemento necesario en dosimetría personal, en la medida de la dosis en dosimetría de áreas y la influencia de la concentración de radón en los valores obtenidos para la tasa de dosis en el LSC.

La irradiación de dos conjuntos de dosímetros con y sin carcasa con una fuente radiactiva de ^{137}Cs en el Hospital Clínico Universitario “Lozano Blesa” de Zaragoza y los resultados obtenidos en diferentes pruebas t-Student, nos ha permitido concluir que la carcasa no influye en las medidas de la dosis $H^*(10)$.

Unas medidas preliminares con una fuente de ^{192}Ir nos indican que podría ser necesario volver a calibrar el lector de los dosímetros. No obstante, se debería repetir las medidas con un mayor número de dosímetros para obtener un resultado concluyente.

Las medidas de la concentración de radón en el año 2018 nos han permitido estimar la tasa de dosis debida al radón en el LSC a partir del modelo de nube radiactiva en las zonas más usadas del laboratorio (salas A, B y C). Comparando los resultados de la tasa de dosis debida al radón con la registrada en los TLDs, hemos comprobado que la variación de la tasa de dosis no puede ser debida a la variación en la concentración de radón.

Bibliografía

- [1] CSN, Consejo de Seguridad Nuclear. (2012). Protección Radiológica/ CSN. Recuperado de: <https://www.csn.es/documents/10182/914805/Protecci%C3%B3n%20radiol%C3%B3gica>
- [2] CSN, Consejo de Seguridad Nuclear. (2009). Tema 6: Detección y dosimetría de la radiación. Curso de Supervisores de instalaciones radiactivas (IR) MÓDULO BÁSICO. Recuperado de: http://csn.ciemat.es/MDCSN/recursos/ficheros_md/537701088_2411200913237.pdf
- [3] McKeever, S.W.S.,(1985). *Thermoluminescence of solids*, Nueva York, EE.UU: Cambridge University Press.
- [4] Thermoluminescent Dosimeters. (2011, 3 de octubre). Recuperado de:
<https://www.nrc.gov/docs/ML1122/ML11229A698.pdf>
- [5] Rivera. T.,(2011). Termoluminiscencia en dosimetría médica. *XXII National Congress on Solid State Dosimetry*. (p.13). México: Sociedad Mexicana de irradiación y dosimetría.
- [6] Parasonic Industrial U.K.(1993, Julio). Manual de Usuario. Equipos TLD Parasonic. Modelos UD-706 y UD-716.
- [7] Vázquez, C., Sáez, J.C., y Labarta, T. (1989). Caracterización de un sistema de dosimetría personal termoluminiscente (UD-711A, UD-802, UD-875 Parasonic). CIEMAT, 1989. Recuperado de:
https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/22/019/22019607.pdf
- [8] Conteo de eventos y estadística de fotones. Práctica de laboratorio 5. (2016) Recuperado de:
<http://materias.df.uba.ar/15a2018c1/files/2018/03/guia1.pdf>
- [9] LNE. LNHB/CEA. (2010). Table Radionucléides ^{137}Cs . Recuperado de:
http://www.lnhb.fr/nuclides/Cs-137_tables.pdf
- [10] Unterweger, M. P., Hoppes, D. D., Schima, F. J., y Coursey, J. S. (2009). Radionuclide Half-Life Measurements Data. Recuperado de:
<https://www.nist.gov/pml/radionuclide-half-life-measurements/radionuclide-half-life-measurements-data>
- [11] Contribuciones de las diferentes líneas de energía de algunos radionucleidos utilizados en aplicaciones médicas a las constantes de tasa de diferentes magnitudes. [Informe] Basado en: Cornejo, N., Brosed, A., y Ruiz, P. (2015) Constantes de tasa de kerma en aire y de tasa equivalente de dosis ambiental de algunos radionucleidos utilizados en aplicaciones médicas. *Radioprotección*, N°83, 39-42.

- [12] LSC, Laboratorio Subterráneo de Canfranc. Recuperado de: <https://lsc-canfranc.es/>
- [13] CSN, Consejo de Seguridad Nuclear. (2000). Proyecto Marna. Mapa de radiación gamma. (Colección Informes Técnicos 5.2000).
- [14] CSN, Consejo de Seguridad Nuclear. Radón. Recuperado de: <https://www.csn.es/radon>
- [15] Bandac, I., Bettini, A., Borjabad, S., Núñez-Lagos, R., Pérez, C., Rodríguez, S.,...Villar, J.A. (2014). Radón y radiación equivalente ambiental en el laboratorio subterráneo de Canfranc (LSC). *Radioprotección*(XXI), Nº77, 36-41.
- [16] Calvete, H.I., Carrión, J.A., Galé, C., García, B., García, E., Núñez-Lagos, R.,...Virto, A. (2013) Elaboración de un mapa de radiación ambiental en Aragón. Radioprotección (XX) Nº75, 40-43.
- [17] LNE. LNHB/CEA. (2010). Table Radionucléides ^{222}Rn . Recuperado de:
http://www.lnhb.fr/nuclides/Rn-222_tables.pdf
- [18] LNE. LNHB/CEA. (2010). Table Radionucléides ^{214}Pb . Recuperado de:
http://www.lnhb.fr/nuclides/Pb-214_tables.pdf
- [19] LNE. LNHB/CEA. (2010). Table Radionucléides ^{214}Bi . Recuperado de:
http://www.lnhb.fr/nuclides/Bi-214_tables.pdf
- [20] Czernia, D. Air Density Calculator. Recuperado de:
<https://www.omnicalculator.com/physics/air-density>
- [21] Berger, M.J., Hubbell, J.H., Seltzer, S.M., Chang, J., Coursey, J.S., Sukumar. R.,...Olsen, K. (1988). XCOM: Photon Cross Sections Database. Recuperado de:
<https://www.nist.gov/pml/xcom-photon-cross-sections-database>
- [22] Hubbell, J.H., Seltzer, S.M. (1996). X-Ray Mass Attenuation Coefficients. Recuperado de:
<https://www.nist.gov/pml/x-ray-mass-attenuation-coefficients>
- [23] Walpole, R.E., Myers, R.H., Myers, S.L., Ye, K. (2006). *Probability & Statistics for Engineers & Scientists (8th Edition)*: Prentice Hall.
- [24] Pértega, S., Pita, S. (2001). Métodos paramétricos para la comparación de dos medias. t de Student. Recuperado de:
<https://www.fisterra.com/formacion/metodologia-investigacion/metodos-parametricos-para-comparacion-dos-medias.-t-student/>
- [25] Evans, R.D. (1955). *The atomic nucleus*, Nueva York, EE.UU: McGraw-Hill.
- [26] Polonio-210. (s.f.). En *Wikipedia*. Recuperado de:
<https://es.wikipedia.org/wiki/Polonio-210>