

**Laboratorio 5**  
**Departamento de Física – UBA 2005**

**Exposición a la radiación - Definiciones Básicas.**

**Unidades de Actividad:**

- 1 Bq (Bequerel) = 1 decaimiento /s
- 1 Ci (Curie) = 3.7 10<sup>10</sup> decaimientos /s
- 1 Bq= 27 pCi
- 1 MBq= = 27 μCi
- 1 μCi= 37 KBq

**Radiación de exposición:** Se define como la carga generada por la ionización de las exposición a la radiación por unidad de masa. En el SI la unidad es el Coulomb/kg. También se usa la unidad tradicional el Roentgen ® = Statcoulomb /g. 1 C/kg=3878 R. La mayoría de los detectores de radiación tienen display calibrados en mR.

Dosis de radiación absorbida: Para evaluar los efectos biológicos causados por la exposición a radiación ionizante, es útil introducir el concepto de dosis absorbida, que se defina como la cantidad de energía impartida a la unidad de masa. En el SI la unidad de dosis absorbida es el Gray = 1 J/Kg. La unidad tradicional que se usaba en el pasado y aun se usa es el RAD (Radiation Absorbed Dose) = 100 ergios/g. Las equivalencias son:

$$1 \text{ Gray (Gy)} = 100 \text{ rads.}$$

Efectividad Biológica efectiva (RBE): Dado que no todos los tipos de radiaciones ionizantes (rayos alfas, gamas, betas, neutrones, protones, iones pesados, etc.) tienen la misma efectividad para causar daño biológico, se introduce el factor de efectividad biológica de la radiación o RBE (Relative Biological Effectiveness).

Tipo de radiación	RBE
alfa	
Beta	
Gama y Rayos X	1
Neutrones	

El producto de la dosis absorbida por el RBE nos da el valor de **la dosis absorbida efectiva** (que tiene en cuenta los efectos biológicos de la radiación) La unidad de dosis absorbida efectiva en el SI es el Sievert (Sv) = 1J/Kg.

$$10 \text{ mSv} = 1 \text{ Rem}$$

**Dosis absorbida efectiva (Sv) = RBE x la dosis absorbida (Gy)**

Dosimetría de la radiación: Existen diversos métodos de monitorear la dosis absorbida. Una forma efectiva de hacer este monitoreo es mediante los desiertos termoluminocentes (TLD), que contiene un chip de Fluoruro de Litio que sufre cambios en su estructura cristalina. de modo que los efectos de la radiación quedan “atrapados en el cristal en forma de electrones excitados en estados metaestables. Cuando el cristal se calienta, estos electrones excitados desexcitan emitiendo luz, la cual es detectada por un detector común de luz (PMT o detectores de luz de estado9 sólido). De esta manera, la cantidad de luz producida resulta proporcional a la dosis de exposición. Estos detectores funcionan muy bien para rayos X, gama, radiación de bremsstrahlung, etc. pero es inadecuado para partículas de corto alcance como radiación beta o alfa. También existen detectores de ionización personales de lectura directa PIC (Pocket Ionization Chambers), que permiten visualizar en cada intento la dosis recibida. Existen tablas de exposición máxima permitidas. Estos volares puede variar según la legislación vigente en cada País o institución, pero hay consenso en los siguientes valores.

**Tabla 1 – Dosis absorbidas máximas recomendadas**

<b>Organo o tejido</b>	<b>Publico en general mSv/año (Rem/año)</b>	<b>Trabajadores expuestos a la radiación mSv/año (Rem/año)</b>
Todo el cuerpo, médula de huesos.	5 (0.5)	50 (5)
Ojos	150 (15.)	15 (1.5)
Huesos, piel, Tiroides	30 (3)	300 (30)
Manos, pies, brazos, piernas	75 (7.5)	750 (75)
Otros órganos o tejidos	15 (1.5)	150 (15)
Abdomen de mujeres embarazadas	0.6 (0.06) / 2 semanas	0.6 (0.06) / 2 semanas
Dosis promedio que recibe la población (USA) en general. Fuentes naturales y artificiales (medicina, etc.)	4 (0.4)	4 (0.4)

De este modo una dosis inferior a 5 mSv/año se considera inocua.

**Relación entre Dosis absorbida y actividad de una fuente radiactiva:** Si se dispone de una fuente de radiación gama externa de actividad  $A_0$  a una distancia  $d$  de una persona o un determinado órgano o tejido, que se supone permanece expuesta a dicha fuente por un tiempo  $t$ , la dosis  $X$  efectiva absorbida por la persona (o tejido) será:

$$X = \Gamma \cdot \frac{A_0 \cdot t}{d^2} \quad (1)$$

En esta expresión  $X$ = dosis efectiva absorbida en mSv,  $G$ = Constante específica de la fuente gamma en (mSv.cm<sup>2</sup>)/(h.MBq) que se encuentra tablada, de la cual la tabla 2 es un ejemplo.  $t$ = tiempo de exposición en horas y  $d$  la distancia de la fuente al cuerpo o tejido en cm.

**Tabla 2 - Constante específica de la fuente gamma en (mSv.cm<sup>2</sup>)/(h.MBq)**

Fuente	$G$	Fuente	$G$	Fuente	$G$
134Cs	2.35	58Co	1.48	54Mn	1.27
137Cs	0.89	60Co	3.57	22Na	3.24
57 Co	0.29	125 I	0.19	74 As	1.19

**Ejemplo :** Si un estudiante toma con sus manos una fuente de 22Na de 0.2  $\mu$ Ci por 15 min, de los bordes ¿cuál es la dosis efectiva absorbida?.

Si suponemos que la fuente está encapsulada, caso usual, al asirla con la mano la distancia efectiva si se la toma de los bordes será de 1 cm aproximadamente. por lo tanto:

$$X = \Gamma \cdot \frac{A_0 \cdot t}{d^2} = 3.24 \cdot \left( \frac{mSv \cdot cm^2}{h \cdot MBq} \right) \frac{0.0074 MBq \cdot 0.25 h}{1 cm^2} \approx 6 mSv$$

**Conclusión:** Vemos que aún con las fuentes más penetrantes que se dispone en nuestro laboratorio (22Na o 60Co), siendo la fuente por unos 15 min, que corresponde a una sobre estimación del tiempo de transporte desde el lugar de depósito de las fuentes hasta el detector, **la dosis absorbida es inferior a 10 mSv** (límite de exención del control regulatorio de la ARN), que resulta 500 veces menor a la dosis permitida para todo el cuerpo por año (5 mSv/año). Estos valores se deben de compara con las dosis recibidas en una radiografía de tórax (0.2 mSv) o en un consultorio de dentista (10 mSv).

**Tabla 3** – Dosis absorbida por distinta fuentes existente en el laboratorio 5 – Dpto. Física -UBA

	Actividad	G (mSv.cm2) /(h.MBq)	Tipo	Tiempo de Exposición (h)	Dosis Abs. (mSv)
Fuente	A0 (kBq)		Sellada		d (cm)
					1
60Co	1	3.57	Sellada	0.25	0.00089
137Cs	3	0.89	Sellada	0.25	0.00067
22Na	8	3.24	Sellada	0.25	0.00648
207Bi	1.5	3.5	Sellada	0.25	0.00131
133Ba	0.5	1.4	Sellada	0.25	0.00018
22Na	0.4	3.24	Sellada	0.25	0.00032
				<b>Máximo</b>	<b>0.006</b>

**Tabla 4** – Dosis promedio equivalente recibida por la población en general por distintas fuentes<sup>4,5</sup>

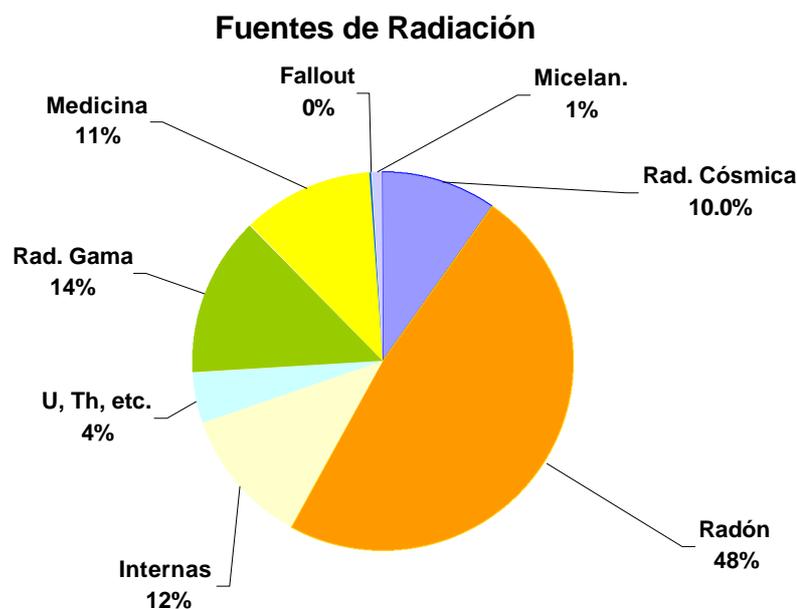
Fuente de exposición	Dosis promedio Equivalente (mRem/año)	Dosis promedio Equivalente (mSv/año)
Natural		
Radón	200	2
Otros	100	1
Diagnostico por Rays X	39	0.39
Medicina Nuclear	14	0.14
Total Aproximada	<b>360</b>	<b>3.6</b>

**Tabla 5: Dosis promedio que recibe la población en distintas localidades residenciales. (Location Average Background Dose)**

Ciudad	Dosis promedio
Madras y Kerala (India)	15 mSv/año
Ramsar (Iran)	50 – 260 mSv/año
Poco de Caldas, Brazil	70 mSv/año
Denver, CO	3 mSv/año
New York City, NY	1.35 mSv/año
San Francisco, CA	1.2 mSv/año
Buenos Aires	2 mSv/año

**Tabla 6. Fuentes comunes de radiación y su dosis promedio en la población**

<b>Fuente</b>	<b>Dosis Promedio</b>
Televisión	0.005 mSv/año
Aeropuertos (rayos X)	.00001 mSv/ año
Relojes luminosos	.00050 mSv/ año
Tabaco	20 mSv/ año (pulmón)
Combustión de Carbón	.01 mSv/ año (pulmón)
Gas Natural (cocción)	.05 mSv/ año (pulmón)
Uranio en dientes	100 mSv/ año (encías)



**Fig. 1.** Composición de la radiación natural que recibe una persona promedio en EE.UU.

### Referencias

1. Radionucleide Safety and Methodology – Rference Manual – University of British Columbia – Vancouver, BC Canada 1991
2. Shapiro, J – Radiation Protection, A guide for Scientist and Physicians. Harvard University Press. 1990

3. Tsoulfanidis, N – Measurement and Detection Radiation. Mc Graw-Hill NY 1983
4. IAEA Occupational Radiation Protection Programme <http://www-ns.iaea.org/> and <http://www.iaea.org/index.html>
5. US Nuclear Regulatory Commission - Radiation Protection <http://www.nrc.gov/what-we-do/radiation.html>
6. Autoridad Reguladora Nuclear - Argentina - [www.arn.gov.ar](http://www.arn.gov.ar)  
<http://200.0.198.11/>