

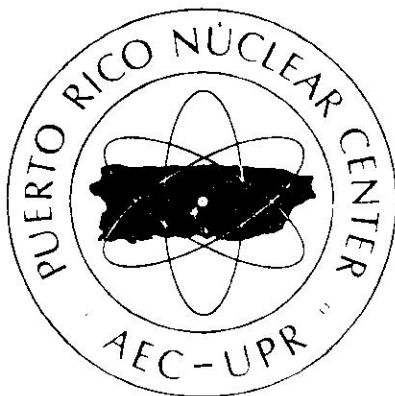
PRNC - 74

PUERTO RICO NUCLEAR CENTER

TECNICAS DE RADIOISOTOPOS

MANUAL DE CONFERENCIAS

VOLUMEN II



OPERATED BY UNIVERSITY OF PUERTO RICO UNDER CONTRACT
NO. AT (40-1)-1833 FOR U S ATOMIC ENERGY COMMISSION

NOTICE

This report was prepared as an account of work sponsored by the United States Government. Neither the United States nor the United States Atomic Energy Commission, nor any of their employees, nor any of their contractors, subcontractors, or their employees, makes any warranty, express or implied, or assumes any legal liability or responsibility for the accuracy, completeness or usefulness of any information, apparatus, product or process disclosed, or represents that its use would not infringe privately owned rights.

CENTRO NUCLEAR DE PUERTO RICO

DIVISION DE RADIOISOTOPES

TECNICAS DE RADIOISOTOPOS

Manual de Conferencias

Volumen II

TABLA DE CONTENIDO

<u>Núm. de</u> <u>Capítulo</u>	<u>Título</u>
IX	Elementos de Probabilidad como Base de las Estadísticas Nucleares
X	Principios Estadísticos Aplicados a las Medidas de Radiactividad
XI	Dosimetría
XII	Instrumentos de Reconocimiento y Monitores
XIII	Teoría de Blindaje
XIV	Diseño de Laboratorio
XV	Desecho de Residuos Radiactivos
XVI	Nociones Básicas de Radiobiología
XVII	Aplicaciones Clínicas de Radioisótopos
XVIII	Usos Industriales de Radioisótopos
XIX	Información Técnica sobre Radioisótopos

1
2
3
4
5
6
7
8
9
10
11
12
13
14
15
16
17
18
19
20
21
22
23
24
25

CAPITULO IX

ELEMENTOS DE PROBABILIDAD COMO BASE DE LAS ESTADÍSTICAS NUCLEARES

Introducción

La desintegración radiactiva es un proceso nuclear de carácter errático, un fenómeno que ocurre al azar. La medición de esta actividad y la interpretación de los resultados obtenidos conlleva, por lo tanto, un análisis estadístico basado en los principios de probabilidad.

Probabilidad

Quando hablamos de probabilidad en relación con un suceso en particular, nos referimos a la oportunidad de que este suceso ocurra. Esta oportunidad será mayor o menor, dependiendo de cuan "posible" sea el evento. El grado de posibilidad, o sea, la probabilidad, lo representamos con valores que van desde cero hasta uno. Un evento imposible le damos una probabilidad $p = 0$; por el contrario, uno que ocurre con absoluta certeza se representa con una probabilidad $p = 1$.

La probabilidad de que ocurra un evento generalmente se define en términos de la razón entre el número f de casos favorables a este evento y el número n de casos posibles,

$$p = \frac{f}{n}$$

La probabilidad de que el evento no ocurra, q , se define entonces como la razón entre el número de casos restantes (desfavorables al evento) y el número de casos posibles,

$$q = \frac{n - f}{n} = 1 - \frac{f}{n} = 1 - p$$

Vemos entonces que la suma de la probabilidad de que el evento ocurra más la probabilidad de que no ocurra nos da unidad,

$$p + q = \frac{f}{n} + \frac{n - f}{n} = \frac{n}{n} = 1$$

Veamos un ejemplo: Si arrojamos un dado, hay seis eventos posibles que pueden ocurrir; que obtengamos 1, 2, 3, 4, 5, 6 6 en la cara superior del dado. La probabilidad de obtener un dos es $\frac{1}{6}$ (el número de casos favorables a que salga 2) sobre 6 (el número de casos posibles), o sea que $P(2) = 1/6$. La probabilidad de que no obtengamos un dos es $q = 1 - p = 5/6$.

Nos es imposible predecir cuando se va a desintegrar un átomo en particular. Lo único que podemos decir es que cada átomo tiene una probabilidad de $1/2$ de desintegrarse durante el período de semi-desintegración. Sin embargo, si consideramos un número grande de átomos, nos es posible predecir cuantos átomos se desintegrarán en un intervalo de tiempo dado.

La probabilidad de que un átomo se desintegre en un intervalo de tiempo Δt es proporcional a éste; $p = \lambda \Delta t$ donde λ es la constante de desintegración particular de cada especie. La probabilidad de que no se desintegre en el intervalo Δt es $q = 1 - p = 1 - \lambda \Delta t$.

Haciendo uso de la teoría combinatoria de probabilidades, y de límites, obtenemos que la probabilidad de que un átomo no se desintegre en un intervalo t es $e^{-\lambda t}$, y por lo tanto, la probabilidad de que se desintegre en este intervalo es $1 - e^{-\lambda t}$.

Si tenemos un número grande de átomos n , la probabilidad de que se desintegren x número de átomos en un intervalo de tiempo t es

$$P(x) = \frac{n!}{x! (n-x)!} p^x q^{n-x}$$

$$= \frac{n}{x} \frac{1 - e^{-\lambda t}}{(n - x)} (e^{-\lambda t})^{n - x}$$

Esta probabilidad se deriva de la distribución binomial. Como vemos, tiene dos parámetros: p , y n . Se le llama distribución binomial porque resulta del desarrollo del binomio $(p + q)^n$.

Nos resulta difícil calcular esta probabilidad, pero contamos con otra distribución que describe los procesos erráticos cuya probabilidad es pequeña y constante, y que describe fielmente las fluctuaciones en la desintegración radiactiva.

Distribución Poisson

Si hacemos muchas mediciones similares de la actividad de una fuente radiactiva, obtendremos valores distintos entre sí, aún cuando tomemos todas las precauciones de mantener inalteradas las condiciones experimentales, y de eliminar todo error de técnica. Si llevamos a gráfica los resultados obtenidos, indicando en abscisas los valores de las mediciones y en ordenadas la frecuencia con que fueron obtenidos esos valores, obtenemos una curva de distribución de frecuencias ó probabilidades. Esta curva se conoce como la distribución Poisson cuya ecuación es

$$P(x) = \frac{u^x e^{-u}}{x!}$$

donde μ es el valor promedio verdadero, y único parámetro de la distribución; e es la base de los logaritmos naturales.

Si el contaje promedio verdadero es $\mu = 20$, la probabilidad de obtener un contaje de 18 es

$$P(18) = \frac{20^{18} e^{-20}}{18.17.16 \dots 1} = 0.0844$$

Esto significa que si hacemos 10,000 mediciones 844 veces obtendremos el valor 18.

La distribución Poisson nos da la probabilidad exacta de obtener cierto valor, si conocemos el verdadero promedio, que es el parámetro de la distribución.

Promedio Aritmético

En la práctica no podemos determinar exactamente el promedio verdadero, y por lo tanto hacemos uso de un estimado, que es el promedio aritmético calculado de los valores de cada observación,

$$\bar{x} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n x_i$$

siendo \bar{x} = el promedio aritmético de las distintas observaciones

x_i = los valores obtenidos ($i = 1, 2, \dots, n$)

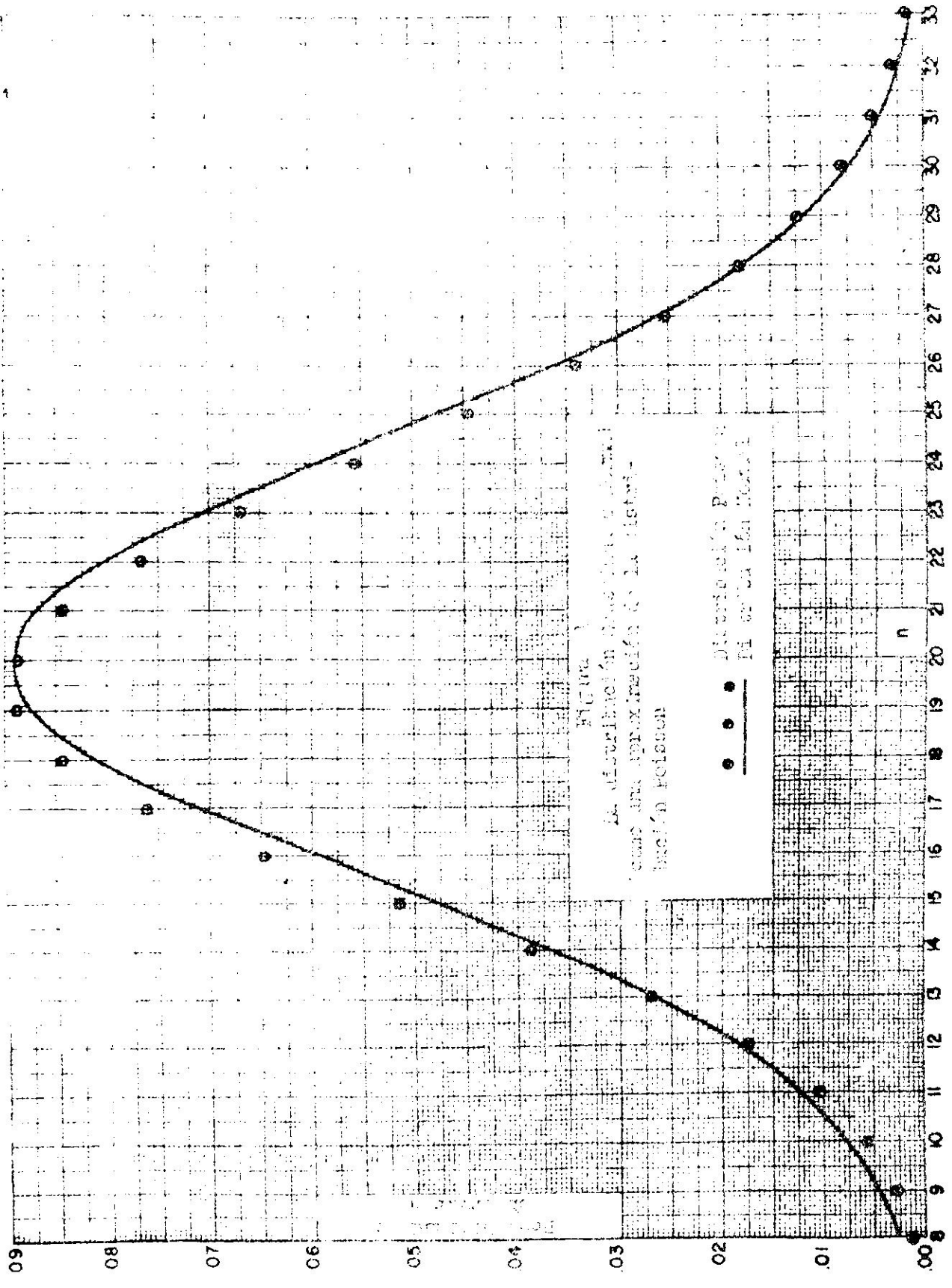
n = número de observaciones

Distribución Normal

La distribución Poisson, como hemos visto, describe exactamente el carácter estadístico de la desintegración radiactiva, pero como podemos notar, es trabajoso calcular las probabilidades. Para facilitar nuestro análisis hacemos uso de una distribución que se aproxima mucho a la distribución Poisson (vea Fig. 1) cuando el valor promedio es grande. Esta distribución es la normal o de Gauss, cuya ecuación es,

$$G(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi\sigma^2}} e^{-\frac{(x-\mu)^2}{2\sigma^2}}$$

La distribución normal tiene dos parámetros: μ , el promedio verdadero y centro de la distribución y σ , la desviación standard que es un índice de la dispersión de los valores en relación al promedio.



Desviación Standard

Así como utilizamos el promedio aritmético (\bar{x}) de las observaciones como estimado del promedio teórico μ , usamos la desviación standard (s) calculada de las observaciones como estimado de la desviación standard σ . Se calcula como sigue:

$$s = \sqrt{\frac{1}{n-1} \sum_{i=1}^n (x_i - \bar{x})^2}$$

La distribución Poisson como habíamos visto, tiene un solo parámetro μ , el promedio. La desviación standard que le corresponde es numéricamente igual a la raíz cuadrada del promedio, o sea, $\sigma = \sqrt{\mu}$, y por lo tanto, queda definida al conocer μ . Podemos expresar la distribución normal en términos de μ , como aproximación a la distribución Poisson

$$G(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi\mu}} e^{-\frac{(x-\mu)^2}{2\mu}}$$

Suponiendo que $\mu = 20$, la probabilidad de obtener un contejo de 18 es: (vea Tabla I)

$$\begin{aligned} G(18) &= \frac{1}{\sqrt{2\pi(20)}} e^{-\frac{(18-20)^2}{(2)(20)}} \\ &= 0.0807 \end{aligned}$$

Hay ciertas diferencias entre ambas distribuciones:

(a) La distribución normal se aplica rigurosamente a aquellos casos en que se obtienen valores continuos, mientras que la de Poisson es aplicable para valores discontinuos (valores enteros).

Tabla 1

Tabla 1 muestra el valor de la función de densidad de probabilidad, $f(x)$, y la probabilidad Gaussiana, $G(x)$, para observar a los 20 impulsos de un contador Geiger una muestra radiactiva cuyo conteo promedio verdadero es igual al medio de similar en 20 impulsos.

x	$f(x)$	$f(x)$	x	$G(x)$	$f(x)$
0	0.0000	0.0000	20	0.0892	0.0888
1	0.0000	0.0000	21	0.0870	0.0846
2	0.0000	0.0000	22	0.0807	0.0769
3	0.0001	0.0001	23	0.0712	0.0669
4	0.0002	0.0000	24	0.0598	0.0557
5	0.0003	0.0001	25	0.0478	0.0446
6	0.0007	0.0002	26	0.0377	0.0343
7	0.0013	0.0005	27	0.0262	0.0254
8	0.0024	0.0013	28	0.0180	0.0181
9	0.0043	0.0023	29	0.0118	0.0125
10	0.0073	0.0058	30	0.0073	0.0083
11	0.0118	0.0106	31	0.0043	0.0054
12	0.0180	0.0176	32	0.0024	0.0034
13	0.0262	0.0271	33	0.0013	0.0020
14	0.0377	0.0387	34	0.0007	0.0012
15	0.0478	0.0516	35	0.0003	0.0007
16	0.0598	0.0646	36	0.0002	0.0004
17	0.0712	0.0760	37	0.0001	0.0002
18	0.0807	0.0814	38	0.0000	0.0001
19	0.0870	0.0888	39	0.0000	0.0001

1) La probabilidad de observar x impulsos de un contador Geiger en un tiempo t es $f(x)$, donde $f(x)$ es la función de densidad de probabilidad, mientras que $G(x)$ es la probabilidad Gaussiana, y la probabilidad de observar un conteo x en un tiempo t es $f(x)$, donde $f(x)$ es la función de densidad de probabilidad.

2) La probabilidad de observar x impulsos de un contador Geiger en un tiempo t es $f(x)$, donde $f(x)$ es la función de densidad de probabilidad, mientras que la probabilidad de observar un conteo x en un tiempo t es $f(x)$, donde $f(x)$ es la función de densidad de probabilidad.

Características de la Distribución Normal

En una serie de observaciones que siguen la distribución normal, el 32% de éstas se desvían del valor promedio por más de 1σ y por lo tanto el 68% de las observaciones darán valores comprendidos entre $(\mu - \sigma)$ y $(\mu + \sigma)$. De igual modo el 95.5% de los valores quedan comprendidos entre $(\mu - 2\sigma)$ y $(\mu + 2\sigma)$; y el 99.7% entre $(\mu - 3\sigma)$ y $(\mu + 3\sigma)$.

La Tabla II nos da las áreas bajo la curva de distribución normal con los parámetros $\mu = 0$; $\sigma = 1$. El área total bajo la curva es 1, y el área incluida entre dos abscisas mide la probabilidad de que una medida se encuentre entre esos dos valores. La tabla nos da el área (A) bajo la curva que corresponde a la probabilidad de obtener un valor entre los límites de $-z$ a $+z$, donde z representa unidades de desviación standard. El área $(1 - A)$ representa la probabilidad de obtener un valor fuera de los límites anteriormente mencionados.

Error

Usualmente nos referimos a la diferencia entre el valor observado y el valor promedio verdadero $(x - \mu)$ como "error". En mediciones de actividad nos interesa más saber cual es la probabilidad de exceder cierto error en particular, que saber la probabilidad de obtener un contejo específico.

Para poder hacer uso de la tabla de la distribución normal (Tabla II), vamos a expresar el error en términos de unidades de σ , la desviación standard.

$$(x - \mu) = z\sigma$$

donde z es el número de desviaciones standard que caben en el error, o sea

$$z = \frac{x - \mu}{\sigma}$$

Continuation Normal

		1 - A	2		1 - A
	.0000	1.0000			
	.0000	.9000	+ 1.50	.8564	.1336
	.0007	.9203	+ 1.55	.8700	.1212
	.0192	.8808	+ 1.60	.8904	.1016
	.0385	.8415	+ 1.65	.9011	.0929
			+ 1.70	.9109	.0891
	.0577	.8026	+ 1.75	.9199	.0801
		.7642	+ 1.80	.9281	.0719
	.0767	.7263	+ 1.85	.9357	.0643
	.0958	.6892	+ 1.90	.9426	.0574
	.1147	.6527	+ 1.95	.9488	.0512
	.1339	.6171	+ 2.00	.9545	.0455
	.1537	.5823	+ 2.05	.9596	.0404
	.1745	.5485	+ 2.10	.9643	.0357
	.1963	.5157	+ 2.15	.9684	.0316
	.2191	.4839	+ 2.20	.9722	.0278
	.2437	.4533	+ 2.25	.9756	.0244
	.2693	.4237	+ 2.30	.9786	.0214
	.2957	.3953	+ 2.35	.9812	.0188
	.3239	.3681	+ 2.40	.9835	.0164
	.3539	.3421	+ 2.45	.9857	.0143
	.3857	.3173	+ 2.50	.9876	.0124
	.4193	.2937	+ 2.55	.9892	.0108
	.4547	.2713	+ 2.60	.9907	.0095
	.4919	.2501	+ 2.65	.9920	.0080
	.5309	.2301	+ 2.70	.9931	.0069
	.5717	.2113	+ 2.75	.9940	.0060
	.6154	.1936	+ 2.80	.9949	.0051
	.6610	.1770	+ 2.85	.9956	.0044
	.7085	.1615	+ 2.90	.9963	.0037
	.7579	.1471	+ 2.95	.9968	.0032
	.8094	.1336	+ 3.00	.9973	.0027
			+ 4.00	.99914	.00005
			+ 5.00	.9999994	.0000006
	.0000	1.0000	+ 1.036	.7000	.3000
	.0000	.9000	+ 1.202	.8000	.2000
	.0000	.8000	+ 1.345	.9000	.1000
	.0000	.7000	+ 1.900	.9900	.0100
	.0000	.6000	+ 2.955	.9999	.0001
	.0000	.5000	+ 3.001	.9999	.0001
	.0000	.4000	+ 3.002	.9999	.0001

La probabilidad $G(z)$ de que el error esté entre z y dz es

$$G(z) dz = \frac{1}{\sqrt{2\pi}} e^{-z^2/2} dz$$

La probabilidad de que el error esté entre $-\infty$ y $+\infty$ es 1 :

$$\int_{-\infty}^{+\infty} G(z) dz = 1$$

y la probabilidad sumatoria G_s de que esté entre $-z$ y $+z$ es:

$$G_s = \int_{-z}^{+z} \frac{1}{\sqrt{2\pi}} e^{-z^2/2} dz$$

Como la distribución normal es simétrica podemos expresar G_s como,

$$G_s = 2 \int_0^z \frac{1}{\sqrt{2\pi}} e^{-z^2/2} dz$$

que nos da la probabilidad de que el error (en unidades de desviación standard) igual o menor que $+z$. (La probabilidad de observar un error igual o mayor que $+z$ se obtiene integrando desde z hasta ∞). La tabla II nos da las probabilidades correspondientes para diversos valores de z .

Al hacer una medición de la actividad obtenemos un contejo que no es el contejo promedio verdadero, y que se desvía de éste por cierto error. Al reporter nuestro resultado, debemos especificar **junto** a éste los límites entre los cuales esperamos que el valor fluctúe.

Debemos fijar de antemano el nivel de significancia. Si fijamos el nivel como $p = 0.05$, que corresponde a $z = 1.96$, el riesgo de que el error observado sea mayor que 1.96σ es de 5% , y la confianza de que sea

menor que éste es de 95%. Si fijamos el nivel de significancia como $p = 0.01$, la z correspondiente es 2.58 y el riesgo de que el error exceda 2.58σ es de 1%, y el límite de confianza de que el error sea menor es 99%.

La Tabla III nos da un resumen de los niveles de significancia que se usan con más frecuencia, y de los errores correspondientes. Véase además la Fig. 2.

Propagación de Errores

Cuando combinamos aritméticamente magnitudes que conllevan error, el resultado de tal combinación está afectado por un error que se calcula de cierto modo especial. Si A es una cantidad afectada por un error a , y B otra cantidad afectada por un error b : La suma de $(A + B)$ está afectada por el error $\sqrt{a^2 + b^2}$. La diferencia $(A - B)$ conlleva un error similar

$$\sqrt{a^2 + b^2}. \text{ Si tomamos el } \underline{\text{producto}} \text{ } AB, \text{ el error es } AB \sqrt{\frac{a^2}{A^2} + \frac{b^2}{B^2}}$$

El error de una división A/B se calcula como $A/B \sqrt{\frac{a^2}{A^2} + \frac{b^2}{B^2}}$.

Desviación Standard del Valor Promedio

Hemos visto que la desviación standard de una serie de observaciones nos da un índice de la dispersión de los datos alrededor del valor promedio, a la vez que nos sirve como unidad de medida para fijar los límites de confianza y nos da una idea de la reproducibilidad de las medidas.

Es muy importante también tener un índice de la reproducibilidad del valor promedio. Si repetimos nuestra serie de medidas una y otra vez, y calculásemos el promedio aritmético cada vez, estos promedios (\bar{x}_k) a su vez forman una serie que se distribuye alrededor del valor promedio verdadero.

La dispersión de estos promedios es lógicamente menor que la dispersión de las observaciones individuales que obtuvimos originalmente.

TABLA III

Resumen de los Errores más usados en Análisis Estadísticos
(En esta tabla, x es el número total de impulsos registrados)

Nombre del error	Probabilidad de observar un desvío tan grande o mayor que el error cuyo nombre aparece a la izquierda.	Límite del error	Observaciones
Error probable	0.5000	$0.6745(x)^{1/2}$	Usado frecuentemente en trabajos científicos. Considerado obsoleto desde un punto de vista estadístico.
Desviación estándar	0.3175	$1.000(x)^{1/2}$	El más usado en estadísticas ya que la mayoría de las tablas estadísticas están calculadas para funciones de la desviación estándar.
Error nueve décimas	0.1000	$1.645(x)^{1/2}$	Usado comúnmente en radioquímica. Su nombre indica que nueve veces de diez el error será menor que el indicado en la tercera columna.
Error noventa y cinco centésimas	0.0500	$1.96(x)^{1/2}$	Usado en estadísticas como el nivel al cual las desviaciones exceden variaciones al azar. Estas desviaciones, por lo tanto, se consideran significativas.
Error noventa y nueve centésimas	0.0100	$2.576(x)^{1/2}$	Desviaciones de esta magnitud se considerarán altamente significativas.

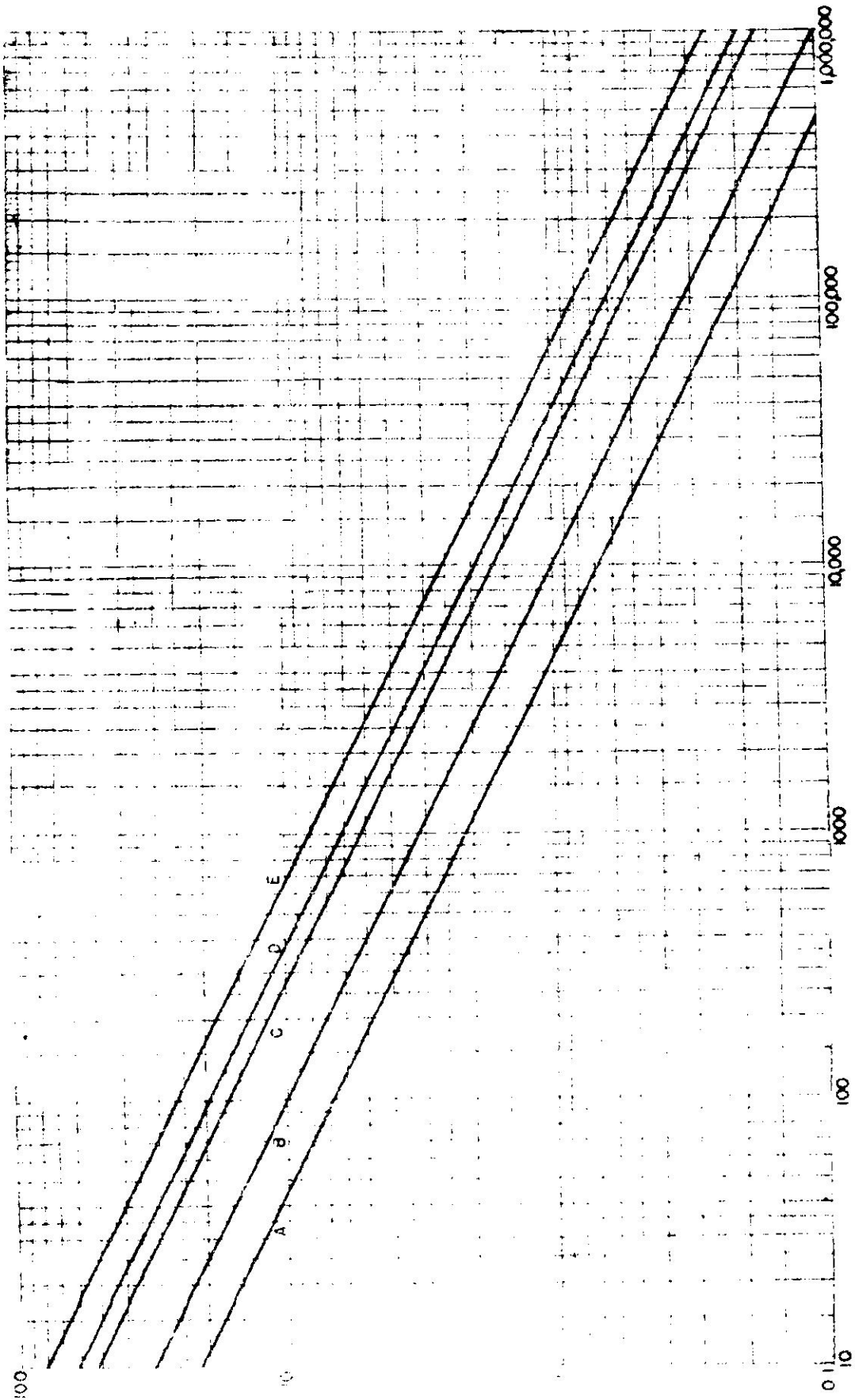


Figura 2 - Error en contejes para: A Error probable
 B Desviación standard
 C Error nueve décimas
 D Error noventa y cinco centésimas
 E Error noventa y nueve milésimas

La desviación standard del promedio se conoce como "error standard" y se define como

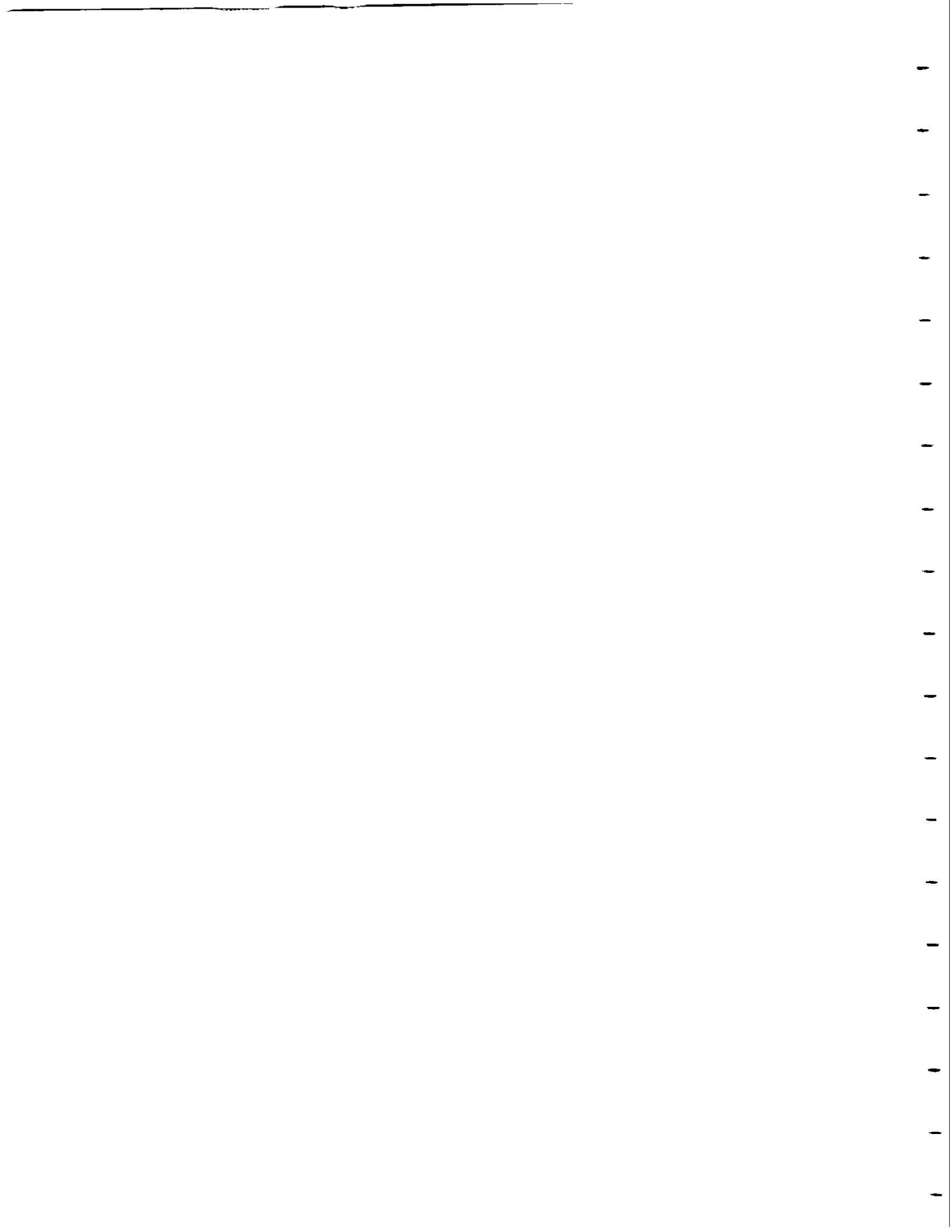
$$\sigma_{\bar{x}} = \frac{\sigma_x}{\sqrt{n}}$$

donde σ_x es la desviación standard de las observaciones individuales y n es el número de observaciones.

La distribución de promedios es aproximadamente normal, aún cuando los valores individuales no se distribuyan normalmente. Por lo tanto, todas las expresiones deducidas de la ley de distribución normal se aplican a la distribución de promedios.

REFERENCIAS

1. Chase, G. D., and Rabinowitz, J. L., Principles of Radioisotope Methodology, Burgess Publishing Company, 2da. Edición, (1962).
2. Evans, R. D., The Atomic Nucleus, McGraw-Hill Book Company, Inc., New York, 1955.
3. Feller, W., An Introduction to Probability Theory and Its Applications, John Wiley and Sons, Inc., New York, 1957, Volumen I.
4. Jarratt, A. A., Statistical Methods Used In The Management of Radioactivity With Some Useful Graphs and Nomographs, Monograph AECU - 262, Atomic Energy Commission, 1946.
5. Tittle, C. W., How to Apply Statistics to Nuclear Measurements, Nuclear - Chicago Corporation, 1962.



CAPITULO X

PRINCIPIOS ESTADISTICOS APLICADOS A LAS MEDIDAS DE RADIOACTIVIDAD

Error en el Recuento

Al hacer una medición con una fuente radiactiva obtenemos cierto número de cuentas (x) en un intervalo de tiempo dado. Si hacemos una serie de n mediciones, la desviación standard se calcula de la siguiente manera,

$$s = \sqrt{\frac{1}{n-1} \sum (x_i - \bar{x})^2}$$

donde \bar{x} es el promedio aritmético de la serie. Otro estimado menos preciso para la desviación standard es

$$s = \sqrt{\bar{x}}$$

o sea, la raíz cuadrada del promedio de los recuentos.

En la práctica, para una velocidad de recuento se suele hacer una sola observación realizada durante un tiempo largo, en vez de varias observaciones de períodos cortos. En el caso de una sola observación, la desviación standard es

$$s = \sqrt{x}$$

Un resultado informado como $x \pm \sqrt{x}$ significa que si se hace otra medición habrá una probabilidad de 68% que el nuevo valor esté comprendido entre $x - \sqrt{x}$ y $x + \sqrt{x}$.

Error en la Velocidad de Recuento

Si se habla en términos de velocidad de recuento, definimos ésta como el número de cuentas por unidad de tiempo, o sea

$$N = \frac{x}{t}, \quad x = Nt$$

donde x = número de cuentas observadas
 t = intervalo de tiempo
 N = velocidad de recuento

El error en la determinación de la velocidad es

$$\frac{\sqrt{x}}{t} = \frac{\sqrt{Nt}}{t} = \sqrt{\frac{N}{t}}$$

Comparación de Muestras Duplicadas

Si comparamos dos muestras nos interesa saber si la diferencia observada es significativa, o si se debe meramente a la naturaleza errática de la desintegración radiactiva. En este caso necesitamos tomar en consideración el error de una diferencia, y como vimos anteriormente, este error se calcula como la raíz cuadrada de la suma de los cuadrados de los errores individuales. La desviación standard de la diferencia es

$$s_{1-2} = \sqrt{s_1^2 + s_2^2}$$

donde s_1 y s_2 son las desviaciones standard de las muestras duplicadas.

Si la diferencia entre las velocidades de recuento ($N_1 - N_2$) se expresa en unidades de desviación standard, tenemos que

$$\begin{aligned} z &= \frac{\text{diferencia}}{\text{desviación standard de la diferencia}} \\ &= \frac{N_1 - N_2}{s_{1-2}} = \frac{N_1 - N_2}{\sqrt{s_1^2 + s_2^2}} \\ &= \frac{N_1 - N_2}{\sqrt{\frac{N_1}{t_1} + \frac{N_2}{t_2}}} \end{aligned}$$

La probabilidad correspondiente al valor de z obtenido nos indicará si podemos explicar la diferencia observada como consecuencia de las fluctuaciones estadísticas en la desintegración, o si se debe a errores de técnica, mal funcionamiento del equipo, etc.

Error que Introduce el Ambiente

Una de las cosas que más nos interesa es determinar la actividad neta de una fuente; esto lo conseguimos al tomar la diferencia entre la actividad observada con la fuente y el ambiente, y la actividad observada sin la fuente radiactiva. Como la actividad del ambiente es un proceso nuclear al igual que la actividad de la fuente, las fluctuaciones estadísticas también afectan la medición del ambiente.

Determinamos el error en la velocidad de recuento neta del mismo modo en que lo hicimos al determinar el error de una diferencia entre velocidades de recuento.

Si definimos la velocidad de recuento neta como $N_T - N_B$, la desviación standard de esta diferencia será

$$s_{T-B} = \sqrt{s_T^2 + s_B^2}$$

$$= \sqrt{\frac{N_T}{t_T} + \frac{N_B}{t_B}}$$

donde N_T = velocidad de recuento de la muestra más el ambiente
 N_B = velocidad de recuento del ambiente
 t_T = tiempo de medición de la muestra más el ambiente
 t_B = tiempo de medición del ambiente

Distribución Eficiente del Tiempo de Recuento

Cuando la actividad de la muestra es baja comparada con el ambiente debemos hacer una distribución del tiempo total de medición, entre el tiempo de recuento de la actividad de la muestra más ambiente, y el tiempo de recuento del ambiente solo, para así llegar a una distribución eficiente, y minimizar el error. Vea Fig. 1.

La distribución óptima es la dada por la siguiente expresión:

$$\frac{t_T}{t_B} = \sqrt{\frac{N_T}{N_B}}$$

que resulta al igualar a cero la derivada de la ecuación del error.

Prueba de Chi - Cuadrado

Se ha observado que muchas magnitudes, como la desviación standard, tienen una expresión determinada, si la distribución de los valores obtenidos en una experiencia cumple la ley de Poisson. Por lo tanto, lo primero que se debe comprobar antes de utilizar estas expresiones es que se cumple la ley de Poisson; para ello se suele realizar la prueba de "Chi - Cuadrado".

La prueba de "Chi - Cuadrado" determina la probabilidad de que una repetición de las observaciones muestre mayores desviaciones de la distribución que se asuma, que aquellas observadas en el experimento. La magnitud de Chi - Cuadrado se define,

$$\chi^2 = \sum_i \frac{(O_i - E_i)^2}{E_i}$$

donde

O_i = valor observado

E_i = valor teórico correspondiente

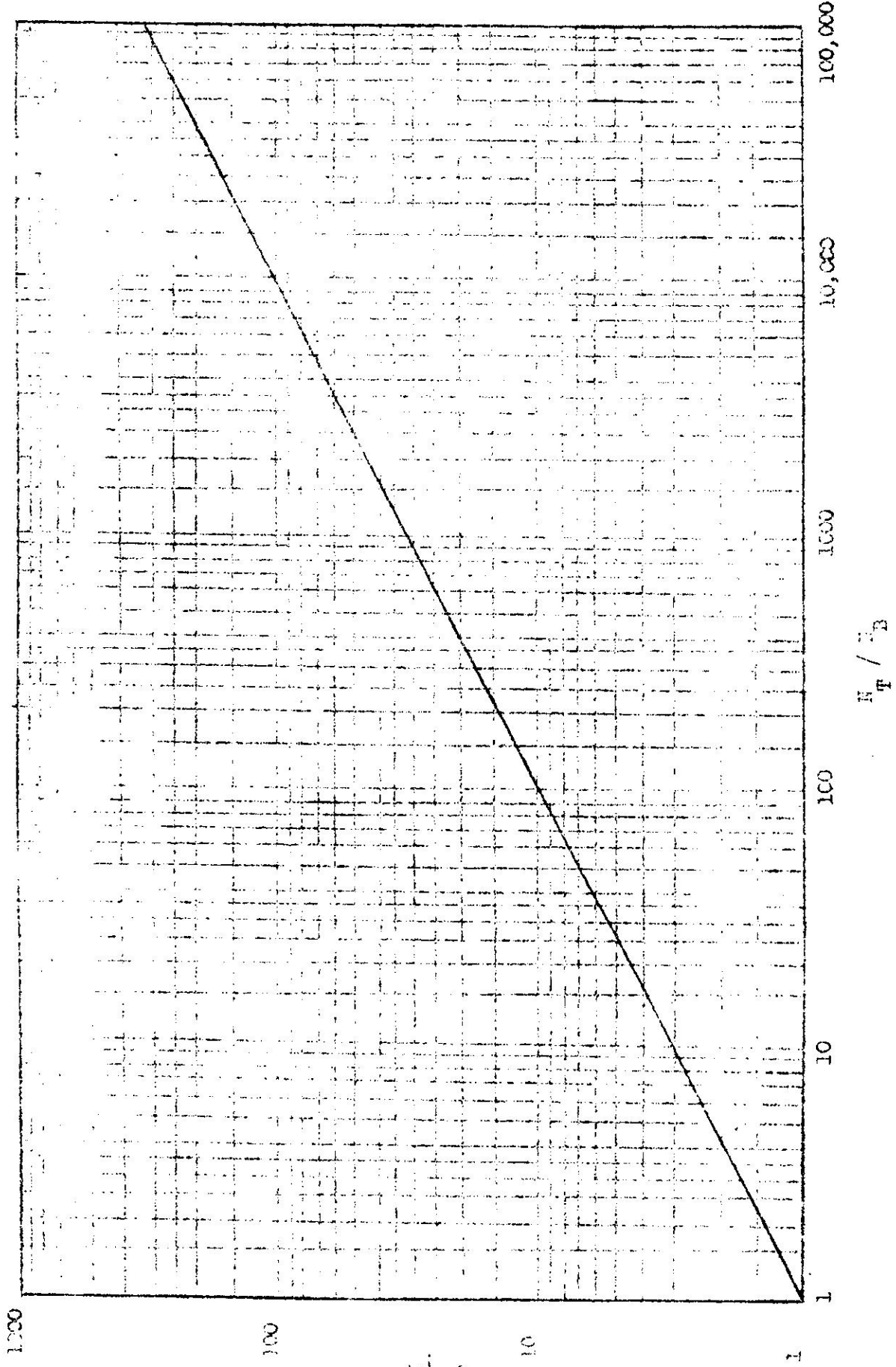


Figura 1 - Gráfica. Indicación de distribución más eficiente del tiempo de recuento de la muestra / del tiempo de recuento del contador ambiental

Dentro de la distribución Poisson, el Chi - Cuadrado queda definido así:

$$\chi_n^2 = \frac{(x_1 - \bar{x})^2 + (x_2 - \bar{x})^2 + \dots + (x_i - \bar{x})^2}{\bar{x}}$$

Si lo definimos en términos de velocidades de recuento:

$$\chi_n^2 = \frac{(N_1 - \bar{N})^2 + (N_2 - \bar{N})^2 + \dots + (N_i - \bar{N})^2}{\bar{N}/t}$$

Podemos hacer uso de esta prueba estadística para comprobar el buen funcionamiento de un equipo. Se sabe que la ley de desintegración radiactiva responde a la distribución de Poisson, por lo tanto un valor satisfactorio del Chi - Cuadrado indicaría que el equipo está funcionando correctamente.

Los valores de Chi - Cuadrado dependen del número de observaciones, pero no del tiempo de medición.

Utilizamos la tabla de valores de Chi - Cuadrado, (Tabla I) que nos da las probabilidades correspondientes, de acuerdo a los grados de libertad (en este caso, uno menos que el número de observaciones, esto es, $N - 1$).

Probabilidades entre 0.1 y 0.9 se consideran aceptables. Una probabilidad muy pequeña indicaría que la distribución observada no corresponde a la distribución que se asume; por otro lado una probabilidad mayor de 0.9 indicaría que la dispersión de datos es menor que la que suele observarse en una serie que sigue la distribución Poisson.

Criterio de Chauvenet

El promedio aritmético es un valor que es afectado por valores extremos, tanto muy grandes como muy pequeños. Si el número de observaciones

TABLA I
Tabla de Chi - Cuadrada

Número de medidas	PROBABILIDAD						
	0.99	0.95	0.90	0.50	0.10	0.05	0.01
2	0.00157	0.00393	0.0158	0.455	2.706	3.841	6.635
3	0.0201	0.103	0.211	1.386	4.605	5.991	9.210
4	0.115	0.352	0.584	2.366	6.251	7.815	11.345
5	0.237	0.711	1.064	3.357	7.779	9.488	13.277
6	0.514	1.145	1.610	4.351	9.236	11.070	15.086
7	0.872	1.635	2.204	5.348	10.645	12.592	16.812
8	1.239	2.167	2.833	6.346	12.017	14.067	18.475
9	1.646	2.733	3.490	7.344	13.362	15.507	20.090
10	2.088	3.325	4.168	8.343	14.684	16.919	21.666
11	2.558	3.940	4.865	9.342	15.987	18.307	23.209
12	3.053	4.575	5.578	10.341	17.275	19.675	24.725
13	3.571	5.226	6.304	11.340	18.549	21.026	26.217
14	4.107	5.892	7.042	12.340	19.812	22.362	27.688
15	4.660	6.571	7.790	13.339	21.064	23.685	29.141
16	5.229	7.261	8.547	14.339	22.307	24.996	30.578
17	5.811	7.962	9.312	15.338	23.542	26.296	32.000
18	6.400	8.672	10.085	16.338	24.769	27.587	33.409
19	7.015	9.390	10.865	17.338	25.989	28.869	34.805
20	7.655	10.117	11.651	18.338	27.204	30.144	36.191
21	8.316	10.851	12.443	19.337	28.412	31.410	37.566
22	8.997	11.592	13.240	20.337	29.615	32.671	38.932
23	9.697	12.338	14.041	21.337	30.813	33.924	40.289
24	10.416	13.091	14.848	22.337	32.007	35.172	41.638
25	10.755	13.848	15.659	23.337	33.196	36.415	42.980
26	11.514	14.611	16.473	24.337	34.382	37.482	44.314
27	12.298	15.379	17.292	25.336	35.563	38.885	45.642
28	12.709	16.151	18.114	26.336	36.741	40.113	46.963
29	13.565	16.928	18.939	27.336	37.916	41.337	48.278
30	14.255	17.708	19.768	28.336	39.087	42.557	49.588

Cap. X

en la serie es grande, un valor extremo no afecta grandemente el promedio. Ahora bien, nuestra serie es pequeña un valor extremo afectará adversamente el promedio y nos dará un valor muy alejado del verdadero promedio. El criterio para rechazar una lectura establecido por Chauvenet propone que se debe descartar la observación al calcular el promedio, si la probabilidad de que ocurra tal variación es menor que $1/2n$, donde n es el número de observaciones. Por ejemplo, en una serie de 5 medidas, si $(x - \bar{x})$ excede 1.65σ (error cuya probabilidad de que se excede es 10%) tal medida debe ser rechazada, y se calcula un nuevo promedio omitiendo dicha lectura.

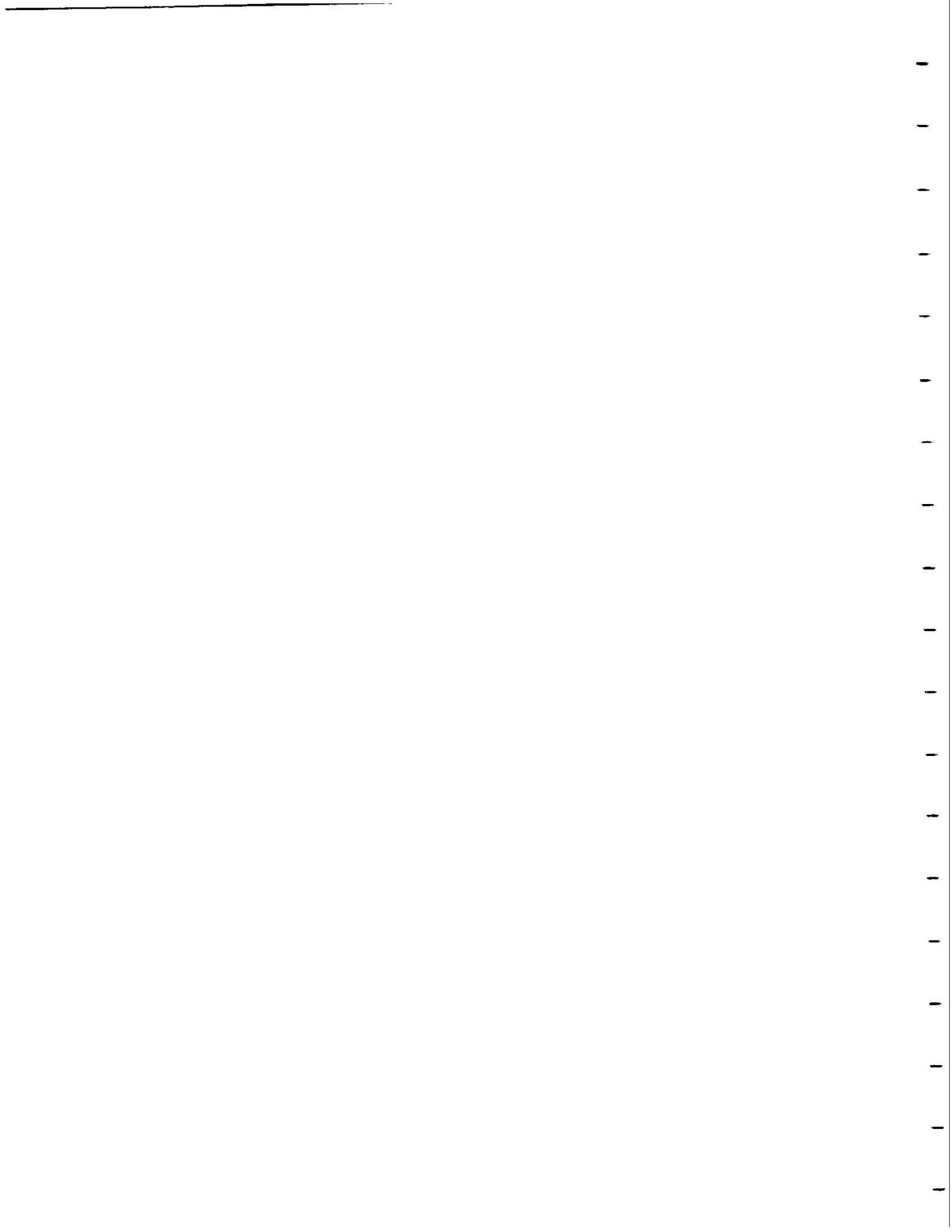
La Tabla II enumera valores de la razón entre la desviación observada y la desviación standard para diversos valores de n , el número de medidas, de acuerdo al criterio de Chauvenet.

TABLA II
Criterio de Chauvenet
para
Rechazar una medida sospechosa

n	z	n	z
2	1.15	30	2.40
3	1.38	35	2.45
4	1.54	40	2.50
5	1.65	50	2.58
6	1.73	75	2.71
7	1.80	100	2.81
8	1.86	200	3.02
9	1.91	250	3.09
10	1.96	300	3.14
12	2.04	400	3.23
15	2.13	500	3.29
20	2.24	1000	3.48
25	2.33		

REFERENCIAS

1. Chase, G. D., and Rabinowitz, J. L., Principles of Radioisotopes Methodology, Burgess Publishing Company, 2da. Edición, (1962).
2. Evans, R. D., The Atomic Nucleus, McGraw-Hill Book Company, Inc., New York, 1955.
3. Jarrett, A. A., Statistical Methods Used In The Management of Radioactivity With Some Useful Graphs and Nomographs, Monograph AECU - 262, Atomic Energy Commission, 1946.
4. Tittle, C. W., How To Apply Statistics To Nuclear Measurements, Nuclear - Chicago Corporation, 1962.
5. Dixon, W. J., and Massey, F. J., Introduction to Statistical Analysis, McGraw-Hill Co. Inc., 2da. Edición, New York, 1957.



CAPITULO XI

DOSIMETRIA

Introducción

La dosimetría de la radiación tuvo su origen durante el último año del siglo XIX. En aquella época, la radiación X era un descubrimiento reciente, el cual había sido puesto en uso médico casi inmediatamente. Tanto los éxitos, como el primer tratamiento de tumor registrado en 1899; como los fracasos de aquellos primeros trabajos, señalaron la necesidad de alguna medida cuantitativa de las radiaciones que emanaban del tubo de rayos-X. La mayoría de los primeros investigadores usaron métodos fotográficos o fluorescentes para medir la intensidad de los rayos-X. Es interesante que se ensayaran métodos químicos, y aún más, que se midiera el calor producido por la absorción completa de rayos-X en metal, en el año 1897. Estos métodos se abandonaron porque adolecían de características indeseables, tales como falta de sensibilidad, falta de precisión y dependencia de la calidad de la radiación. Pasaron tres décadas antes de que se lograra encontrar un método aceptado internacionalmente. En 1928, la introducción del roentgen desvió por completo la atención de los indicadores biológicos, los cuales, por su propia naturaleza, carecían de la precisión de las medidas físicas.

Hoy día, el problema no es solamente la normalización de la unidad de dosis en el uso médico de los rayos-X y los rayos gama. El progreso de la ciencia nuclear y de la abundante producción de materiales radiactivos, presenta problemas de dosimetría de formas nuevas y más complicadas. Ahora más que nunca es necesario determinar la deposición física de energía en una variedad de medios cuando se irradian con cualquier fotón, los cuales poseen una extensa gama de energías, o con cualquier otro tipo de partícula ionizante.

Ionización y Absorción de Energía

Las partículas ionizantes tienen un espectro de energía muy complejo. En materiales biológicos, los cuales tienen densidad casi unidad, el alcance de las partículas varía desde un micrón hasta unos pocos de centímetros, llegando a ser hasta un metro en el caso de protones de energía muy alta. La magnitud del alcance en relación al tamaño de la entidad biológica es fundamental para el problema de determinar la energía depositada en el organismo irradiado. Igualmente el alcance de las partículas en aire u otros gases es de gran importancia en la realización práctica de la teoría de la dosimetría. Debe señalarse que los métodos que utilicen ionización en el aire son aplicables si se libera el mismo tipo de partícula ionizante, tanto en la cámara de ionización como en el tejido. Cuando este no es el caso (como sucede con los neutrones y los protones de alta energía) tanto las paredes como el gas de la cámara de ionización deben simular el tejido, especialmente con respecto al contenido de hidrógeno. Cuando están presentes varios tipos de radiaciones, u ocurren reacciones nucleares, es necesario considerar otros factores adicionales.

Calidad e Intensidad

Para algunos propósitos no es necesario especificar con exactitud la "calidad" de la radiación. Por ejemplo en el caso de terapia con rayos-X es suficiente indicar la calidad de la radiación por una función simple de la penetración del rayo. La función empleada frecuentemente es la capa hemirreductora (HVL) definida como el espesor de algún material dado que transmita el 50% de la radiación incidente. La capa hemirreductora puede usarse para especificar la energía efectiva o largo de onda efectivo que exhibe la misma capa hemirreductora que la radiación en cuestión. La única especificación completa de la calidad física de una radiación es el espectro de los largos de

onda o de la energía presente. Nótese que siempre que se investigue como depende algún factor de la calidad, es necesario determinar el espectro completo de la radiación.

La intensidad de la radiación electromagnética en cualquier punto se define en su sentido más preciso como la radiación en ergios que fluye por segundo a través de 1 cm^2 de área perpendicular a la dirección de propagación. Por lo tanto la radiación en un punto dado se especifica por completo si se conoce el flujo y el espectro de energía. La relación entre el flujo de energía y la razón a que se absorbe ésta, en cualquier sistema físico o biológico depende primordialmente de la energía del fotón. Como la detección y medida de cualquier tipo de radiación envuelve absorción de energía por el sistema medidor, las medidas de la intensidad de la dosis presenta problemas similares.

El Concepto de Dosis

La radiación solo puede provocar algún cambio por virtud de la energía que se absorbe en el sistema. Sin embargo, ese cambio depende, además, de la distribución espacial de la energía dejada a lo largo del paso de la radiación ionizante. Por lo tanto, el efecto dependerá del tipo y la calidad de la radiación, esto es; la misma absorción de diferentes tipos de radiaciones no produce los mismos efectos biológicos. Generalmente el efecto de la radiación en la estructura de las células aumenta con un aumento en densidad iónica; no obstante, ocurren reacciones biológicas que dependen de la calidad de la radiación. Por esta razón, el concepto de "dosis" en términos de alguna reacción definida por un sistema indicador biológico no evita la dificultad de que dosis de diferentes radiaciones, cuyos efectos sean iguales en este sistema puedan producir reacciones diferentes en otros sistemas. Por lo tanto es preferible definir dosis en términos físicos y usar otro factor para expresar la efectividad biológica relativa (RBE) de diferentes tipos y cuali-

dades de radiación. Como cualquier consideración de las acciones primarias físicas de la radiación ionizante debe estar basada en la absorción de energía, el concepto fundamental de la dosis física ha de ser la energía absorbida en ergios por gramo de material irradiado.

La energía adquirida por un electrón secundario, debida a la absorción de un rayo-X o gama, se disipa en el medio especialmente por las pérdidas ocurridas durante choques, resultando en la ionización y excitación de las moléculas envueltas. La pérdida de energía por radiación es apreciable solamente a energías muy altas (5 Mev en adelante). En medios acuosos se podría deducir que la energía que el electrón secundario pierde en el proceso de choque, es distribuida en partes iguales en los procesos de ionización y excitación. Sin embargo, estas dos formas de disipación de energía no pueden ser iguales en su acción biológica. En vista de la baja eficiencia del proceso de excitación en la inactivación de virus y bacteria por la luz ultravioleta, se ha concluido que los efectos biológicos de las radiaciones se debían casi completamente a la ionización. Sin embargo es necesario tener mayores conocimientos de los procesos de ionización y excitación en líquidos antes que pueda decirse la importancia relativa de su acción biológica o química.

El método principal de la dosimetría se ha basado en la ionización de gases, generalmente en aire. Aunque la ionización en aire solo provee un método indirecto de medir la absorción de energía en otros medios, ha demostrado tener gran valor en radiología y es probable que continúe siendo el método a seguir para muchos problemas de dosimetría.

Como el aire y los tejidos blandos están compuestos principalmente por elementos de número atómico bajo, el número atómico "efectivo" de aire (como quiera que se escoja el promedio) no difiere mucho de el número

atómico de tejido humano o de agua. La absorción de radiaciones ionizantes por gramo de aire es casi la misma que la absorción por gramo de tejido o agua en casi toda la gama de energías, además, la ionización resultante en aire ofrece un método para la dosimetría, de exactitud aceptable, y adaptable al uso de métodos electrónicos. La aceptación de la ionización en aire como método para definir y medir dosis de rayos-X se debió en gran parte a la practicabilidad del método y al hecho de que mide absorción de energía; aunque no en tejido pero sí en material de número atómico parecido al del tejido.

Unidades de Dosis

Roentgen

La definición del roentgen vigente hasta ahora es la siguiente:

"El roentgen es la cantidad de radiación-X o gama, cuya emisión corpuscular asociada, por cada 0.001293 gm de aire, producen en aire, iones que llevan una cantidad de electricidad de uno u otro signo igual a 1 esu".

Pero aún esta expresión deja lugar a discusiones acerca de la cantidad precisa que el roentgen pretende definir. Esta definición está asociada con la radiación absorbida. Lo que es, quizás, más significativo de ella es que se define una cantidad de ionización, la cual de hecho implica una absorción de energía por unidad de masa de aire que es casi invariable con la energía del fotón. Afortunadamente el aspecto de la absorción de energía del roentgen ha estado continuamente en la mente de los físicos, radiólogos y radiobiólogos y en la práctica, la unidad se ha usado con menos ambigüedad de lo que la definición haría pensar. A riesgo de enfatizar lo obvio se debe ~~señalar~~ señalar que apesar de que la unidad está esencialmente relacionada con la absorción de energía no es verdad que se pueda multiplicar la dosis en roentgens por un coeficiente de absorción para obtener la energía absorbida.

No se puede esperar que el roentgen pueda aplicarse sin más

especificaciones a toda la variedad de radiaciones cuánticas y corpusculares que hay disponibles hoy día. La validez del roentgen se hace cuestionable cuando la emisión corpuscular secundaria no está en equilibrio con la radiación cuántica primaria. Por ejemplo; el roentgen no es adecuado para expresar la dosis en la interfase, aire-tejido, como es el caso de la piel, ya que es necesario alcanzar una profundidad definida antes de que se pueda lograr equilibrio de electrones secundarios. La diferencia entre la absorción de energía verdadera en la superficie del tejido y la que implica la dosis en roentgen no es muy importante para rayos-X generados cuando el potencial es de unos pocos cientos de kilovoltios pero se torna de considerable magnitud en el caso de radiaciones de alta energía. Para evitar tales dificultades y traer la dosis de radiación corpuscular bajo una misma definición, se han propuesto otras unidades. Todas éstas se han expresado esencialmente en términos de absorción de energía sin especificar necesariamente el tipo de radiación que la produce.

Unidades Intermedias

a. El gramo-roentgen - Se definió como la energía de rayos-X o gamma absorbida cuando un gramo de aire se expone a un roentgen. El propósito de esta unidad fue expresar la energía total absorbida en un volumen de tejido irradiado en términos de una unidad relacionada con el roentgen. El valor del gramo-roentgen es aproximadamente 84 ergios y es casi independiente de la cualidad de la radiación. Sin embargo la energía absorbida por un gramo de tejido cuando recibe 1 roentgen es mayor debido a que el coeficiente de absorción másica de aire y el de tejido no son iguales.

b. Equivalente físico del roentgen (rep) - La definición de roentgen no es adecuada para expresar la dosis debida a la radiación corpuscular. Luego, se propuso otra unidad, el rep, definido como la dosis de

radiación ionizante que produce una absorción de energía de 84 ergios/cm³ de tejido. Se escogió originalmente este valor porque era igual a la energía absorbida por roentgen, por gramo de aire, pero ésta no es idéntica a la absorción de energía por roentgen en tejido, ya que esta última depende tanto de la composición como de la cualidad de la radiación. Más tarde se cambió el valor del rep a 93 ergios por centímetro cúbico de tejido porque se encontró que este número representa con mayor exactitud la absorción de energía por centímetro cúbico de tejido acuoso que haya recibido una dosis de un roentgen de rayos-X "duros" o rayos gama. Esta relación entre el rep y el roentgen rige solamente para tejidos acuosos y energías cuánticas a las que ni el efecto fotoeléctrico ni la producción de pares son importantes. En contraste con el roentgen, el rep especifica una absorción de energía fija por centímetro cúbico de tejido independiente de la composición del tejido o el tipo de radiación ionizante. El rep se expresa algunas veces en términos de energía absorbida por gramo de tejido y se ha aplicado en ese sentido a dosis en tejido cuya densidad es diferente de uno; por ejemplo, en huesos. Es desafortunado que esta unidad haya cambiado de valor y que aparezca en la literatura energía absorbida por unidad de volumen y por unidad de masa. Sin embargo su uso representa un paso de avance en dirección a una definición de dosis simplemente en términos de absorción fija por unidad de masa de material irradiado.

c. El rem - Se definió el rem originalmente como la dosis que recibe un hombre (o mamífero) expuesto a cualquier tipo de radiación ionizante que sea biológicamente equivalente a una dosis de 1 roentgen de radiación X o gama (que no se absorbe fotoeléctricamente). Luego, el rem intenta tomar en cuenta la efectividad biológica relativa (RBE) de los diferentes tipos de radiaciones. Tales factores, sin embargo, varían no solo con las propiedades

de la radiación sino también con el efecto biológico estudiado. Es costumbre por lo tanto denominar el rem como unidad biológica definida por la relación:

$$\text{Dosis en rem} = \text{Dosis en rep} \times \text{RBE}$$

donde para una acción biológica dada, los valores del RBE se escogen como el inverso de la razón de la absorción de energía entre diferentes radiaciones las cuales producen los mismos efectos biológicos.

d. Unidades Nuevas - La comisión Internacional de Unidades Radiológicas, en la reunión de Copenhagen en julio del 1953, hizo varias recomendaciones; a continuación un resumen de ellas:

1. La intensidad de la radiación se define como la energía que fluye a través de una unidad de área perpendicular al rayo y se expresa en ergios/cm^2 -seg.

2. La cantidad de radiación se define como el integral de tiempo de la intensidad de la radiación. Es la energía total que pasa por unidad de área perpendicular al rayo y se expresa en ergios/cm^2 .

3. La dosis absorbida se define como la cantidad de energía absorbida a la materia por partículas ionizantes por unidad de masa del material irradiado en el punto de interés. Se expresa en rads. El rad se define como la unidad de dosis absorbida y es igual a 100 ergios/gm . (Puede observarse que no fue recomendada ninguna definición de dosis. Por lo tanto, en estas recomendaciones el término "dosis absorbida" es el único que tiene significado preciso).

4. La dosis absorbida integrada se define como la integración de la energía absorbida en una región dada y se expresa en gramos-rads ; 1 gm-rad equivale a 100 ergios .

5. El roentgen retiene la misma definición de 1937 para rayos-X y gama cuya energía no pasa de 3 Mev.

6. El rem no está como unidad oficial pero en las recomendaciones de la Comisión de Protección Contra la Radiación se sugirió que se usara esta unidad si fuera necesario sumar las dosis recibidas por diferentes tipos de radiación. Luego se definió el rem:

$$\text{Dosis (rem)} = \text{Dosis (rad)} \times \text{RBE}$$

7. El mismo comité recomendó valores para el RBE para cubrir todas las radiaciones ionizantes.

Puede observarse que en las nuevas recomendaciones el rad se refiere a "dosis absorbida" y la palabra dosis aparece solo en la definición del roentgen la cual se retiene para usarla con fotones de energías hasta de 3 Mev. Una dosis de 1 r implica una dosis absorbida de alrededor de 93 ergios/gm en tejido blando, o 0.93 rad cuando la energía envuelta está entre los límites 0.3 y 3 Mev., pero, el valor preciso de la absorción de energía depende de la composición de tejidos y cuando se consideran energías bajas depende de la cualidad de la radiación. El rep (segunda definición) equivale a 0.93 rad independientemente del tipo de radiación. La unidad de dosis integrada, el gramo-roentgen, es equivalente a 84 ergios o 0.84 gm-rad en aire, pero la dosis de energía equivalente en tejido depende de la composición del tejido y energía de radiación.

Por último, debe señalarse que la cantidad de mayor importancia para la medicina y la biología es la energía absorbida (rads) por la materia en el punto de interés y no la cantidad de radiación que pase por ese punto en la materia. Otras cosas tales como la intensidad y la exposición son de interés secundario o sirven como medios para determinar la dosis absorbida.

Determinación de la dosis - Fuentes externas

Dosis absorbida de rayos-X

En principio, la determinación de la dosis absorbida siempre

envuelve una medida absoluta en el punto de interés que esté en el medio requerido. Es imposible obtener un detector secundario, calibrado en tal forma que se pueda leer directamente en rads, ya que la dosis absorbida depende de las propiedades del medio en el cual es medida. (Por supuesto, es posible calibrar un detector para que pueda leerse en él la dosis en rads, en un material en particular, por ejemplo; rads en tejido o rads en hueso). Además las cámaras de ionización se calibran para leer la dosis de exposición en roentgens, lo cual se puede hacer independientemente del espectro de radiación con gran parte de la gama de energías. Además, se han recopilado extensas tablas que dan la exposición como función de la profundidad en material semejante a tejido, para una exposición dada en aire (en la superficie del material). Por lo tanto, a menudo lo más conveniente es, determinar la exposición experimentalmente y después calcular la dosis absorbida correspondiente, en el sitio de interés. En verdad, una de las principales razones para el uso del concepto de dosis absorbida, es el hecho de que se pueda convertir la dosis de exposición a dosis absorbida con razonable exactitud (lo cual se puede hacer con gran parte del espectro de energías).

Luego, el problema se reduce a lo siguiente: partiendo de una dosis de exposición dada en un punto en un material de composición conocida; calcular la dosis absorbida en ese punto. Para hacer estos cálculos es necesario que exista equilibrio electrónico, y que la intensidad de la radiación no varíe apreciablemente a distancias del orden del alcance de los electrones secundarios.

La relación entre la exposición R y la intensidad de la radiación I_s , es:

$$R = \frac{0.3876 (\mu/\rho)_a I_s t}{W_a} \text{ roentgens (l)}$$

donde W_a es el número de electrón-voltios disipados por cada par de iones formados en aire por la radiación incidente, t es el tiempo de exposición, μ es el coeficiente de absorción de rayos-X o gama, y ρ la densidad. Bajo las condiciones antes especificadas, se puede relacionar también la intensidad con la dosis absorbida, D_M , en el material M;

$$D_M = 0.01 E_M = 0.01 \left(\frac{\mu}{\rho} \right)_M I_s t \text{ rads (2)}$$

combinando ambas ecuaciones;

$$D_M = 0.02580 \frac{\left(\frac{\mu}{\rho} \right)_M}{\left(\frac{\mu}{\rho} \right)_a} W_a R \text{ rads (3)}$$

y si se substituye W_a por el valor generalmente aceptado de 34 ev/par de iones;

$$D_M = 0.877 R \frac{\left(\frac{\mu}{\rho} \right)_M}{\left(\frac{\mu}{\rho} \right)_a} \text{ rads (4)}$$

Puede observarse que bajo las condiciones mencionadas antes, el factor de conversión, de la exposición en roentgens a dosis absorbida en rads, depende solamente de la razón entre los coeficientes de absorción de energía del material y de aire. Cuando la radiación presente consiste de fotones de varias energías, el coeficiente de absorción de energía debe promediarse.

Entre los 0.1 Mev y los 3 Mev la única interacción importante de los rayos-X es el efecto Compton, de modo que el coeficiente de absorción μ se puede substituir por el coeficiente de absorción Compton σ . Pero, σ/ρ es directamente proporcional a el número de electrones por gramo de material y por lo tanto a el valor promedio de $\frac{Z}{A}$. Luego, en esta región del espectro de energías se puede substituir la ecuación 3 por;

$$D_M = 0.02580 \frac{\left(\bar{Z}/A \right)_M}{\left(\bar{Z}/A \right)_a} W_a R \text{ rads (5)}$$

Los valores del factor de conversión permanecen prácticamente constante entre los 0.1 y los 3.0 Mev. Cuando la energía del fotón es menor de 0.1 Mev, aparecen variaciones, el factor de conversión varía con la energía, debido a el efecto fotoeléctrico. Cuando la energía es alta, la producción de pares introduce variaciones similares. Estas variaciones son muy pronunciadas en huesos, los cuales contienen 10 % por peso de calcio ($Z = 20$).

En general, no es necesario medir la exposición en el medio. Se han llevado a cabo extensos estudios, y se han hecho ya muchísimas medidas, relacionando la exposición en un medio semejante a tejido a varias distancias dentro de este medio (a veces llamada dosis en aire). Se ha recopilado data de "dosis profunda" como ésta para un gran número de espectros de radiación, áreas de los haces, y de distancias entre la fuente de radiación y la superficie del medio.

Si para las condiciones de irradiación a estudiarse hay disponible data de "dosis profunda", la manera más simple de determinar la dosis absorbida en un punto en el tejido es medir la intensidad de la radiación en aire en el punto en que estaría la superficie del tejido, y determinar de la "dosis profunda", la intensidad de la exposición resultante y con la ayuda de la ecuación (4) determinar la dosis absorbida en tejido correspondiente. La intensidad de la dosis absorbida en grasa o hueso, en ese punto, se puede obtener también usando los factores de conversión apropiados para esas substancias. Obsérvese que si hubiera un pequeño volumen de **grasa** o de hueso, rodeado de tejido, la exposición variaría muy poco pero la dosis absorbida se apartaría considerablemente de la dosis absorbida en tejido.

Dosis de rayos γ

Consideremos en primer lugar el caso de una fuente puntual (que pueda considerarse como un punto en el espacio) ya que este caso es el más

importante en la dosimetría de rayos gama. En aire la absorción de energías bajas es muy pequeña y por lo tanto puede descartarse para todo propósito práctico, a distancias relativamente pequeñas de la fuente. Luego, la dosis alrededor de una fuente puntual se rige por la ley del inverso cuadrado. Si se colocara esta fuente en el centro de una esfera, la superficie de ésta sería penetrada por el mismo número de rayos gama, independientemente de su radio r . Como el área de la superficie es proporcional a r^2 , el número de rayos gama que atraviesan un centímetro cuadrado de superficie es proporcional a $1/r^2$; por lo tanto, si se conoce la intensidad de la dosis a un centímetro de la fuente se puede determinar fácilmente la intensidad de la dosis en cualquier otro sitio por esta proporcionalidad. Este es el valor básico para calcular la dosis de los rayos gama de cualquier fuente encapsulada. Se le ha denominado de varias maneras; I_γ , Γ y K . Ya que I_γ puede esperarse que tenga connotaciones de intensidad, y K se usa para otros propósitos en la física, es más conveniente utilizar el símbolo Γ (gama mayúscula griega) el cual se ha ido aceptando generalmente.

El valor de Γ puede determinarse experimentalmente si se conoce la razón de desintegración (milicurios o curies etc.). Si se conoce el esquema de desintegración, se puede calcular usando constantes físicas de valor conocido.

Consideremos ahora un isótopo que emita un rayo gama de energía E_γ por desintegración. Si es una fuente puntual de un milicurie, el flujo de energía es:

$$F_\gamma = \frac{3.7 \times 10^7 \times 3.600 \times E_\gamma}{4 \pi} \text{ Mev / cm}^2 \text{ - mc - hr}$$

La fracción de la energía que sería absorbida por el aire está determinada por μ_a (coeficiente de absorción verdadero). Luego la energía

absorbida por unidad de área a un centímetro de la fuente es $F_\gamma \mu_a$ dr. Esta energía absorbida es la que se utiliza en producir iones. La energía W_a , necesaria para producir un par de iones, es 34 ev^* , y el número de pares de iones formados por roentgen por centímetro cúbico de aire, N , es 2.083×10^9 . Luego, Γ estará dada por la relación,

$$\Gamma = \frac{F_\gamma \mu_a \text{ dr}}{NW_a \times 4\pi \text{ dr}} = \frac{3.7 \times 10^7 \times 3,600 \times E_\gamma \times 10^6 \times \mu_a}{4\pi \times 34 \times 2.083 \times 10^9}$$

$$= 1.5 \times 10^5 E_\gamma \mu_a \text{ r/mc - hr} \quad \text{a un cm en aire.}$$

Para calcular Γ es necesario conocer el coeficiente de absorción verdadero. Generalmente los coeficientes de absorción están tabulados para $\mu = \mu_a + \mu_s + K$; pero en este caso debe omitirse μ_s . La radiación correspondiente a este factor es "removida" del haz de rayos gama pero no es utilizada para producir iones. Se pueden obtener los valores del coeficiente de absorción lineal verdadero, multiplicando los valores del coeficiente de absorción másico verdadero por la densidad del aire, 0.001293 gramos por centímetro cúbico.

Si el isótopo a considerarse emite más de un rayo γ por desintegración debe hacerse un cálculo similar para cada uno de ellos y usar la suma. Es necesario considerar además si los rayos gama son emitidos en una fracción de las desintegraciones. Por ejemplo: el cobalto-60 emite dos rayos gama por desintegración cuyas energías son 1.173 y 1.332 Mev. Los valores de μ_a son esencialmente los mismos para ambos; 0.34×10^{-4} por centímetro. Luego,

* El valor de 34 ev/par de iones parece ser más correcto que el de 32.5 ev/par de iones usado corrientemente. Desgraciadamente el valor de esta importante cantidad no ha sido determinado aún.

sería:

$$= 1.5 \times 10^5 \times (1.173 + 1.332) \times 0.34 \times 10^{-4}$$

$$= 12.8 \text{ r/mc-hr} \quad \text{a un centímetro en aire}$$

Hay tablas disponibles que dan los valores de \dot{I} para los isótopos más comúnmente usados. Cuando los isótopos emiten más de una gama se puede obtener de la tabla los valores de \dot{I} , por separado, y sumarlos.

En el caso de isótopos que emiten positrones debe añadirse la dosis debida a la radiación de aniquilación ($E = 0.511 \text{ Mev}$) a la radiación gama emitida por el isótopo. El positrón, no llega muy lejos sin que sea aniquilado, por lo tanto esa energía es emitida casi en el mismo punto en que se emite la radiación gama.

La intensidad de la dosis a cualquier distancia práctica de la fuente en aire se puede obtener por medio de la ley del inverso cuadrado. Para una fuente de N milicurios a una distancia de d centímetros de la fuente, la intensidad de la dosis es:

$$R_{\gamma} = \frac{N}{d^2} \quad \text{r/hr}$$

Cuando la fuente no se puede considerar como un punto, sino que es más extensa, no se puede aplicar la ley del inverso cuadrado. Además, si la fuente ocupa un volumen, como en el caso de las máquinas de terapia, que resulte en autabsorción apreciable, debe ser estudiada en detalle con cámaras de ionización. La intensidad de la dosis para fuentes más pequeñas (como agujas, cilindros, placas) puede encontrarse considerando la fuente como un arreglo de fuentes puntuales de actividad pequeña e integrar para obtener la dosis total en el punto en cuestión. Además debe considerarse las paredes del continente o envase, que varía con la oblicuidad del paso de los rayos que le atraviesan.

Para que las medidas de dosis en roentgens sea práctica, se requiere que los electrones secundarios estén en equilibrio con la radiación gama primaria. Si la energía es muy alta esta condición es muy difícil de lograr, y por lo tanto debe usarse la unidad de dosis absorbida, rads. Entonces es posible calcular la dosis de la radiación gama de alta energía, pero debe considerarse la difusión de electrones secundarios.

Cuando la energía es menor de 1 Mev se puede medir la dosis en roentgens usando el principio de Bragg-Gray. (Referencia 1) Al llegar a 10 Mev, el alcance de los electrones secundarios se hace comparable a el recorrido medio libre de los fotones, y es imposible moderar los electrones secundarios sin alterar el haz de radiación gama primario.

Es posible definir una constante de intensidad de la dosis de rayos gama, \dot{r} , en términos de $\text{cm}^2\text{-rad/mc-hr}$, para la región de la gama de energías en que se puede obtener equilibrio electrónico. Con una derivación similar a la anterior se obtiene:

$$= 170 \frac{\mu_a}{\rho} E_\gamma \text{ cm}^2 \text{-rad/mc-hr.}$$

Esta relación es independiente de W , y hace uso del coeficiente de absorción másica μ_a/ρ .

En resumen, bajo las condiciones expuestas anteriormente, la intensidad de la dosis está dada por:

$$R_\gamma = \frac{\dot{r} N}{r^2} \text{ r/hr}$$

si N es constante. Pero, N , (mc) puede variar, dependiendo del tiempo. En ese caso la relación será:

$$R_\gamma (t) = \frac{\dot{r} N(t)}{r^2} \text{ r/hr}$$

En términos de actividad inicial (N_0):

$$R_\gamma(t) = \frac{N_0 e^{-0.693 t/T}}{r^2} \quad \text{r/hr}$$

donde T es el período de semidesintegración.

La dosis total será:

$$D_\gamma = \frac{1}{r^2} N_0 \int_0^t e^{-0.693 t/T} dt \quad \text{roentgen}$$

$$D_\gamma = \frac{1.44 \int_0^t N_0 T}{r^2} (1 - e^{-0.693 t/T}) \quad \text{roentgens}$$

Si T es mucho mayor que el tiempo de irradiación t, se puede considerar a N como constante y la dosis total es:

$$D_\gamma = \frac{1}{r^2} Nt \quad \text{roentgens}$$

Pero si el tiempo t fuera mucho menor que el período T entonces

se podría aproximar a

$$D_\gamma = \frac{1.44 \int_0^t N_0 T}{r^2} \quad \text{roentgens}$$

Debe recordarse que hay otros aspectos que deberían tomarse en consideración, como autoabsorción de la fuente, absorción debida a otros materiales, dispersión de la radiación etc. En verdad es muy difícil obtener un cómputo exacto de la dosis de radiación gama; pero, pueden hacerse aproximaciones muy útiles, ya que pueden descartarse algunos factores que introducen muy poco cambio en la dosis.

Dosis absorbida debida a partículas

La dosis absorbida debida a una fuente puntual de rayos beta o alfa, de un curie, a una distancia que esté dentro del alcance de las partículas, está dada por la relación:

$$D_p = \frac{4.1 t b P}{r^2} \quad \text{rads.}$$

donde b es la fracción de las desintegraciones que resultan en la emisión de una partícula; P es la capacidad de frenado de masa (ev / gcm^2).

Sin embargo el alcance de las partículas alfa de fuentes naturales es tan corto, que no ofrece peligro alguno, y puede descartarse para todo propósito práctico, el efecto que pueda producir una fuente de partículas alfas. De hecho, partículas alfa de 7 Mev, y betas de 70 kev no penetrarán más allá de el espesor mínimo (de $7 \text{ mg} / \text{cm}^2$) de la capa protectora de la piel que cubre todo el cuerpo. Luego, desde este punto de vista habría que considerar solo aquellas fuentes que emitan partículas alfa de energía mayor que 7 Mev o partículas beta de energía mayor que 70 kev.

Determinación de la dosis - Fuentes internasFuentes de partículas beta localizadas en tejido

Cuando un isótopo emite partículas beta solamente, la dosis queda esencialmente restringida a la región que contiene el material, al menos en los humanos, ya que el alcance de estas partículas en tejido es de solo unos milímetros. Esto no es cierto para los pequeños animales que se usan en el laboratorio. En este caso es más difícil hacer un estimado apropiado de la dosis.

Consideremos un isótopo, emisor de partículas beta, distribuido uniformemente en un volumen grande en relación al alcance de las partículas beta,

con una concentración de C microcuries por gramo. Luego, como 1 mc produce 3.7×10^7 desintegraciones por segundo; excepto en los bordes del volumen la energía depositada y absorbida por gramo de tejido por segundo es de $3.7 \times 10^4 \bar{E}_\beta C \text{ Mev}$, donde \bar{E}_β es la energía promedio de las partículas beta, por desintegración en Mev. Ahora, recordando que un rad equivale a $6.24 \times 10^7 \text{ Mev}$ absorbidos por gramo; la dosis absorbida por segundo es:

$$d_\beta (\text{seg}) = \frac{3.7 \times 10^4 \times \bar{E}_\beta C}{6.24 \times 10^7} = 5.92 \times 10^{-4} C \bar{E}_\beta \text{ rads}$$

y la dosis absorbida por minuto $d_\beta (\text{Min})$ es:

$$d_\beta (\text{min}) = 3.55 \times 10^{-2} C \bar{E}_\beta \text{ rad}$$

Si el período de semidesintegración es mayor de 20 horas la desintegración del isótopo es suficientemente lenta como para considerar la dosis absorbida por hora $d_\beta (\text{hr})$

$$\begin{aligned} d_\beta (\text{hr}) &= 60 \times d_\beta (\text{min}) \\ &= 2.13 C \bar{E}_\beta \text{ rads} \end{aligned}$$

y si el período hemirreductor es mayor de 20 días, puede expresarse como:

$$d_\beta (\text{días}) = 51.2 C \bar{E}_\beta \text{ rads}$$

Si consideramos la desintegración total del isótopo, la dosis total estaría dada por la dosis por minuto multiplicada por la vida media, en minutos. La vida media es 1.443 veces el período de semidesintegración; y este último se tabula generalmente en días. Por lo tanto:

$$D_\beta = d_\beta (\text{min}) \times T (\text{días}) \times 1440 (\text{min/días}) \times 1.443$$

$$= 73.8 C \bar{E}_\beta T \text{ rads}$$

Por ejemplo, consideremos el caso de un paciente que pese 70 kilogramos que se trate con 5 mc de P-32, si se asume que la distribución es uniforme y que no hay excreción, la concentración del isótopo será

$$C = \frac{5000}{70,000} = 0.07 \text{ microcuries/gm}$$

Luego, la dosis D_β será:

$$D_\beta = 73.8 \times 0.07 \times 0.695 \times 14.3 = 51 \text{ rads}$$

En la práctica un cálculo como este debe ser modificado para tomar en consideración la excreción, además del hecho de que la distribución, en verdad, no es uniforme.

Fuentes de rayos gama localizados en tejido

Consideremos el caso de rayos gama emitidos en un órgano en cualquier parte del cuerpo. Es muy raro que la absorción se lleve a cabo totalmente en el tejido de interés. Por lo tanto, el problema de dosimetría en este caso debe ser tratado de un modo diferente al de partículas beta.

Si el isótopo estuviera distribuido por un volumen V con una concentración de C microcuries por gramo; la intensidad de la dosis por hora en cualquier punto P debido a la cantidad, $C \cdot dV$, de isótopo presente en un pequeño volumen a una distancia r de P sería:

$$d(d_\gamma) = \frac{10^{-3} C e^{-\mu r}}{r^2} \text{ r/hr}$$

donde μ es el coeficiente de absorción efectivo por centímetro de tejido. El valor de este coeficiente depende de la radiación dispersada la cual es absorbida en el tejido. La evaluación de este coeficiente es muy complicada, pero para la absorción en un medio de densidad casi unidad es constante y para

energías de 0.2 a 20 Mev es menor de 0.03 cm^{-1} (La dosis de 1 microcurie/cm es 10^{-3}). La intensidad de la dosis total en el punto P es

$$d_{\gamma} \text{ (hr)} = 10^{-3} \text{ C} \int \frac{e^{-\mu r}}{r^2} dV \quad \text{r/hr}$$

Este integral no puede ser integrado directamente excepto cuando el volumen en cuestión es una esfera, pero se puede evaluar para otras formas geométricas, se podría llamar factor de geometría y se representa por la letra "g". En cualquier volumen el valor de "g" depende del punto de referencia. Llega a ser un máximo en el centro del volumen y un mínimo en la superficie. Generalmente lo que se desea es una intensidad de dosis promedio; para este propósito, es deseable definir un factor \bar{g} . Para una esfera de densidad unidad y de radio R, \bar{g} es igual a $\frac{3}{4} \pi R$, esto es cierto hasta un radio de 10 cm. Se han publicado tablas indicando el factor \bar{g} del cuerpo humano, y para cilindros. Para obtener la dosis total D_{γ} , se multiplica d_{γ} (hr) por la vida media en horas;

$$\begin{aligned} D_{\gamma} &= 10^{-3} \int \text{C} \bar{g} \times 1.443 \times 24 \text{ T} \\ &= 0.0346 \int \text{C T} \bar{g} \end{aligned}$$

donde el período de semidesintegración T está expresado en días.

La expresión

$$D_{\gamma} (t) = D_{\gamma} \left(1 - \frac{1}{2^{t/T}} \right)$$

puede usarse cuando el tiempo de irradiación no es suficientemente largo como para considerar que el isótopo se desintegró por completo.

Consideraciones adicionales y otros factores importantes en la dosimetría de fuentes internas

a. La suma de las dosis de partículas beta y de rayos gama

Al considerar la dosis total para cualquier isótopo deben sumarse las dosis debidas a partículas beta y a radiación gama. La dosis debida a partículas beta se calcula en rads y las debidas a rayos gama, en roentgens. El número de ergios absorbidos por gramo por roentgen varía con la calidad de la radiación y con el número atómico, Z, del material. Pero, el número de rads por roentgens para tejido muscular y para fotones desde 200 Kev hasta 3 Mev varía entre 0.95 y 0.98. Por lo tanto no se introduce error apreciable en esta región de la gama de energías, si se usa rads en vez de roentgens para especificar la dosis de rayos gama sin cambiar el valor numérico. Luego, es correcto sumar ambos y la fórmula para la dosis total sería

$$D_{\beta} + \gamma = CT (7.38 \times \bar{E}_{\beta} + 0.0346 \times \bar{g} \times \bar{f})$$

b. Irradiación no-uniforme

En verdad la distribución de un isótopo nunca es uniforme. Algunas veces aparecen distribuidos en regiones pequeñas, definidas, en determinados órganos, como el caso de la glándula tiroide. En estos casos la dosis promedio es un promedio, pero, los valores máximos y mínimos pueden variar grandemente de ese valor. La dosis máxima puede llegar a ser hasta tres veces el promedio, y a veces hasta diez veces el promedio. No se han obtenido datos de cual es el mínimo. Muy poco ha podido hacerse hasta el presente.

Se han observado diferencias en absorción de un mismo isótopo por diferentes órganos, como en el caso de la glándula tiroides y el radioyodo. En ningún otro caso esta diferencia es tan grande; pero existen variaciones de importancia. Para un isótopo en particular, la absorción, deposición y eliminación pueden variar con su forma química, solubilidad y presencia de portadores.

c. Período efectivo y biológico

En todas las fórmulas derivadas anteriormente se habla de el período de semidesintegración físico. Sin embargo, frecuentemente, la eliminación fisiológica es causa de que disminuya la cantidad del material, en tal forma que la disminución en la cantidad del isótopo en cualquier órgano es debido tanto a la eliminación como a la desintegración física. En muchos casos la eliminación se rige por una ley exponencial pero se lleva una rapidez diferente de la desintegración. En ese caso:

$$Q_t = Q_0 e^{-\lambda_f t} \times e^{-\lambda_b t} = Q_0 e^{-(\lambda_f t + \lambda_b t)}$$

donde λ_f y λ_b son los coeficientes físicos y biológicos respectivamente; al igual que $\lambda_f = 0.693/T_f$ también; $\lambda_b = 0.693/T_b$ donde T_f y T_b son los períodos físicos y biológicos de semidesintegración respectivamente. Q_t puede expresarse como:

$$Q_t = Q_0 e^{-\lambda_e t}$$

donde $\lambda_e = \lambda_f + \lambda_b$ y es la constante "efectiva".

Luego:

$$\frac{0.693}{T_e} = \frac{0.693}{T_f} + \frac{0.693}{T_b}$$

ó

$$\frac{1}{T_e} = \frac{1}{T_f} + \frac{1}{T_b}$$

ó

$$T_b = \frac{T_f \times T_e}{T_f - T_e}$$

Por ejemplo, consideremos el caso de un paciente al cual se le ha administrado I-131 como trazador. Al tomar medidas diarias de la

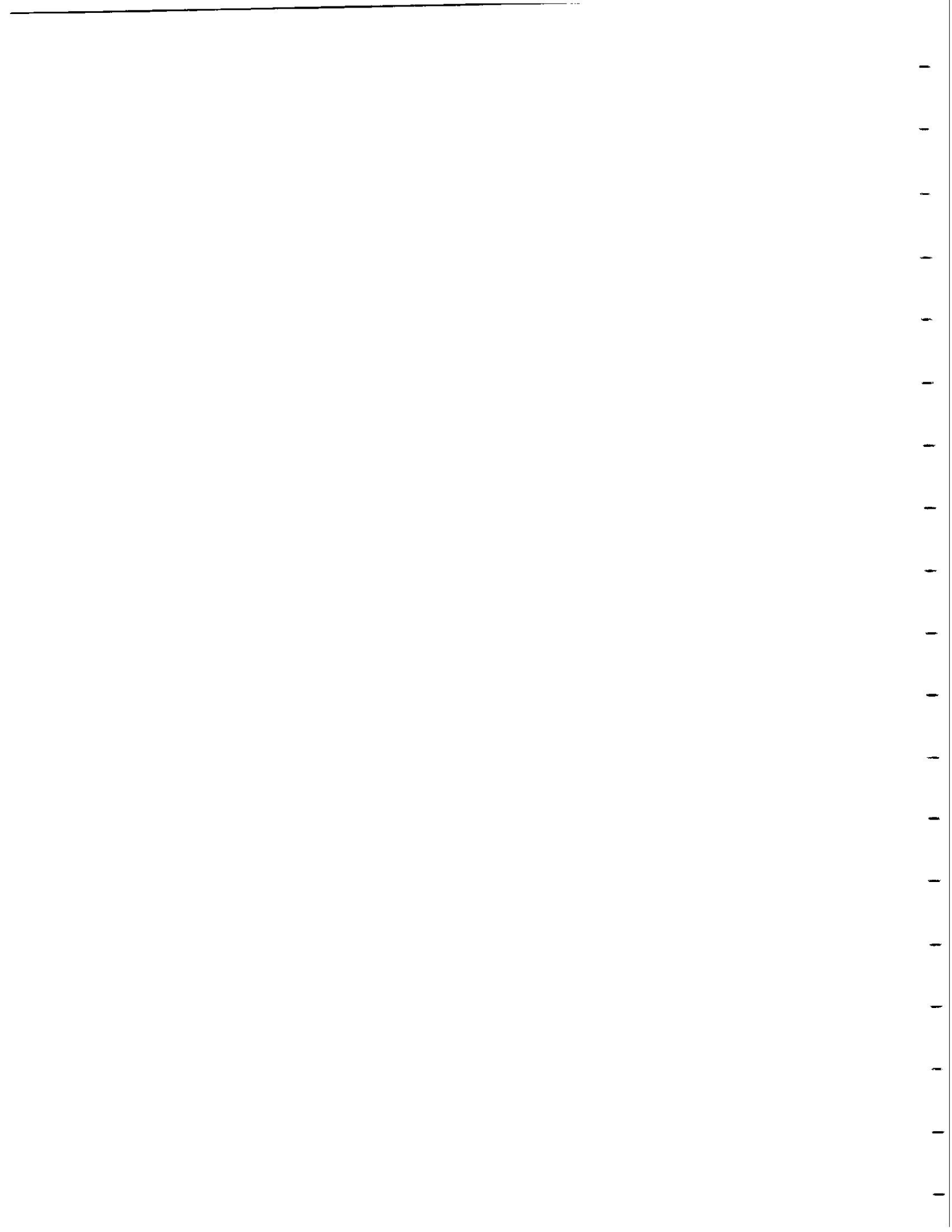
cantidad del isótopo en la glándula tiroides, se observará que ésta va disminuyendo con tal rapidez que el período efectivo es de 6 días en vez de el período de 8.1 días aceptado físicamente. Este período efectivo es el valor que debe usarse para calcular dosis, cuando es conocido. Si se usara el período de semidesintegración físico se obtendrá una dosis máxima; la verdadera, será menor. No siempre el valor del período efectivo está disponible. Se pueden obtener valores promedios en la referencia 5 pero los casos individuales pueden apartarse considerablemente de ese valor promedio. En el caso anterior, de I-131 si se administrara una dosis terapéutica, se debe usar el valor de el período efectivo, 6 días, en vez de el período físico de 8 días; la dosis resultará el 74 % del valor máximo. El período biológico representa la rapidez con que se elimina el elemento en sí del tejido y no el radioisótopo radiactivo.

En el caso anterior el período biológico sería

$$T_b = \frac{T_p \times T_e}{T_p - T_e} = \frac{8 \times 6}{8 - 6} = 24 \text{ días}$$

REFERENCIAS

1. Hine, G., y Brownell, G. L., Radiation Dosimetry, Academic Press, Inc., 1958, Cap. I, pp. 12, 16, 17.
2. Whyte, G. H., Principles of Radiation Dosimetry, John Wiley and Sons, Inc., 1959, Caps. 6 y 7, pp. 72-94.
3. Quimby, E. H., Feitelberg, S., y Silver, S., Radioactive Isotope in Clinical Practice, Lea and Febiger, 1959, Cap. 8, pp. 91-109.
4. Blatz, Hanson, Radiation Hygiene Handbook, McGraw-Hill Book Co. Inc., 1959, Sec. 14.
5. Maximum Permissible Body Burdens and Permissible Concentrations of Radionuclides in Air and in Water for Occupational Exposure, U. S. Dept. of Commerce, National Bureau of Standards, Handbook 69.
6. Permissible Dose from External Sources of Ionizing Radiation, U. S. Dept. of Commerce, National Bureau of Standards, Handbook 59.



CAPITULO XII

INSTRUMENTOS DE RECONOCIMIENTO Y MONITORES

Introducción

En los últimos tiempos se ha extendido el uso de materiales radiactivos a todas las ramas de la ciencia, lo que ha hecho necesario medir la cantidad de radiación bajo diversas circunstancias. Se requiere hacer reconocimientos y tener monitores para poder evaluar el riesgo que estos materiales radiactivos representan para las personas que los usan. Aunque no es fácil medir la dosis o la energía absorbida por el tejido al ser éste expuesto a una cantidad específica de radiación, se pueden hacer medidas de la energía absorbida por otros materiales, o de alguna propiedad de la radiación misma de la cual se deduce la dosis. Para llenar esta necesidad de hacer medidas bajo condiciones en que sería imposible o poco práctico emplear un instrumento de laboratorio, se han desarrollado instrumentos de reconocimiento y dosímetros de bolsillo.

Los instrumentos de reconocimiento son portátiles, operados casi siempre por baterías y se usan para medir niveles de exposición o contaminación. Los monitores de bolsillo, cámaras de bolsillo y dosímetros de película están diseñados para que el individuo los lleve consigo. El uso del término "dosímetro" es en verdad confuso pues en la práctica estos instrumentos miden la exposición y no la dosis que recibe el individuo que los usa.

En verdad no existe un instrumento o grupo de instrumentos que pueda funcionar en forma aceptable bajo todas las condiciones que pueden surgir en la práctica. Cada uno cubre unos pocos casos solamente. Por esto hay más de cien tipos y modelos de instrumentos en el mercado. Aunque estos instrumentos representan aplicaciones prácticas de los usuales sistemas de

medida de radiación, dosimetría y circuitos electrónicos, las preferencias personales juegan un papel importante al seleccionar uno de ellos.

Características Generales

Es esencial que este tipo de instrumento sea liviano y pequeño, especialmente si se va a usar por largos períodos de tiempo. La mayoría de los instrumentos disponibles pesan de cinco a diez libras. Un arreglo muy útil consiste de un detector en una montura pequeña, liviana y fuerte, conectado al resto del instrumento con un cable. Los instrumentos con esta configuración son muy útiles para detectar contaminación en superficies y lugares de difícil acceso. El tamaño de la montura adicional dependerá del tipo y configuración de las superficies a investigarse además del tamaño del detector. Los dosímetros y las cámaras de bolsillo deben ser tan pequeños como sea práctico. Generalmente estos tienen el tamaño y la forma de una pluma fuente y pesan una onza o menos.

Los instrumentos de reconocimiento, por ser portátiles, deben poder soportar golpes y vibraciones sin alterarse su funcionamiento. Aunque en algunos casos se pueden tolerar lecturas incorrectas transitorias debidas a golpes, la calibración no debe cambiar como resultado de los mismos.

Las baterías a usarse en estos instrumentos deben tener una vida larga. Los circuitos deben ser bastantes insensibles a cambios en voltaje de las baterías. Se recomienda usar un instrumento que, de fallar, dé un estimado de la dosis de exposición mayor que la real. En muchas aplicaciones es preferible que el instrumento deje de funcionar súbitamente en vez de ir perdiendo sensibilidad gradualmente a medida que se agotan las baterías, dando así lecturas erróneas. Esta característica se puede lograr usando baterías de mercurio ya que éstas tienen la propiedad de mantener un voltaje

aproximadamente constante durante toda su vida útil.

Es conveniente que los efectos de la temperatura, humedad y cambios en presión de aire sean mínimos para así poder usar estos instrumentos bajo distintas condiciones. Para minimizar los efectos ambientales se utilizan cajas selladas, cámaras selladas, agentes desecadores dentro de los instrumentos, y circuitos y materiales especiales. Otras características de menor importancia pero que requieren mencionarse son: facilidad de regulación, de reparación y de decontaminación. Naturalmente siempre deben considerarse los costos iniciales y de mantenimiento.

Debido a la gran diversidad de factores que influyen en la respuesta de un instrumento se hace necesario aceptar términos medios para lograr diseños prácticos. Bajo estrictas condiciones de laboratorio (condiciones reproducibles) se puede obtener una exactitud de por lo menos 3%. Esta exactitud no se puede lograr bajo condiciones variables sin sacrificar simplicidad y aumentar los costos. Se considera razonable una exactitud de 10% y en muchos casos se puede aceptar un 25%. La exactitud de un instrumento es una de sus características más importantes. Cuando se trata de un instrumento comercial es muy conveniente investigar estos límites aunque estén especificados por la casa manufacturera. Se debe hacer siempre un estimado de la exactitud de las medidas del instrumento. Si ésta es muy pobre se aconseja usar un factor de seguridad.

Cada reconocimiento, cada investigación, etc. tiene sus propias condiciones y por lo tanto requiere un conocimiento de las características y limitaciones de los instrumentos de reconocimiento y de los dosímetros para asegurar una buena selección.

Cámaras de Ionización

La radiación pierde energía cediéndole ésta al medio que atraviesa; efecto que ocurre por dos procesos: ionización y excitación. Todo material absorbe energía por ambos procesos, teniendo ambos igual importancia. Sin embargo, la ionización parece estar íntimamente relacionada con los efectos biológicos, lo cual hace que este proceso sea de especial interés para la protección radiológica. Podría decirse que ésta es una de las razones más importantes para el uso de instrumentos que funcionan a base del principio de ionización. Es cierto que los procesos biológicos son sumamente complejos y es probable que los nuevos estudios proporcionen información útil para modificar los instrumentos actuales, introduciendo cambios en los sistemas generalmente adoptados o incorporando nuevas ideas que promuevan el desarrollo de nuevos tipos de instrumentos.

Los rayos gama producen ionización por tres procesos distintos: efecto fotoeléctrico, dispersión Compton y producción de pares. El proceso predominante en un caso dado, depende del material absorbente y de la energía de la radiación en cuestión. Sin embargo en protección radiológica se interesa a la suma total de las secciones eficaces de todos estos procesos y no de los procesos individuales; esto es, se interesa el coeficiente de absorción μ o μ/ρ .

Las partículas cargadas ionizan los átomos de una substancia principalmente en choques inelásticos con los electrones del material irradiado. La rapidez con que pierden energía aumenta a medida que disminuye su velocidad. (Curva de Bragg, Cap. VII, Pág. 7). Un valor promedio de la energía necesaria para ionizar un átomo puede determinarse experimentalmente. Esta energía promedio, W , la cual es distinta del potencial de ionización varía

para distintos materiales aunque es casi constante para ciertos gases. La energía W para aire ha sido motivo de extensos estudios y el valor generalmente aceptado es de 34 ev por par de iones. Este número es importante pues afecta directamente el cálculo de la energía absorbida por un gramo de aire al exponerse éste a un roentgen. Por definición el roentgen produce en aire una unidad de carga electrostática de uno u otro signo por cada 0.001293 gm de aire. Esta unidad de carga se puede convertir a pares de iones por gramo de aire, los cuales multiplicados por W dan la energía (en ev) absorbida por gramo de aire al ser expuesto a una dosis total de un roentgen. Si se toma W igual a 34 ev/par de iones la energía absorbida en aire expresada en ergios es alrededor de 87 ergios por gramo de aire por roentgen. (vea Cap. Dosimetría).

La cámara de ionización contiene un volumen de gas en el cual se puede medir la ionización producida. Los electrones libres y los iones son impulsados hacia los electrodos por campos eléctricos en el volumen sensitivo de estas cámaras, haciendo posible la medida de la carga total o la corriente producida. De todos los tipos de cámaras de ionización, la "cámara de ionización al aire libre" es la única que mide en forma absoluta. Estas cámaras, las cuales miden la dosis directamente, son muy importantes en estudios con rayos X. Las otras cámaras de ionización requieren calibración usando fuentes conocidas o comparando con cámaras calibradas. Sin embargo estas cámaras no son prácticas en medidas rutinarias debido a la complejidad del equipo auxiliar que necesitan y a su tamaño (son relativamente grandes). Se han desarrollado otros tipos de cámaras de ionización más fáciles de manejar, las cuales al ser calibradas con una "cámara al aire libre" ofrecen gran exactitud en sus medidas, y a la vez son más apropiadas para medidas de rutina.

Las cámaras de ionización usadas en protección radiológica requieren tras características adicionales. Sus medidas no deben depender de la energía de la radiación. Si las paredes de una cámara son gruesas, esto obstaculizará el paso de rayos X de baja energía. En este caso la respuesta a radiaciones de baja energía será inferior a la de energías altas. En cambio si las paredes son muy finas no se satisfacen las condiciones del principio Bragg-Gray (ref. 4). Este principio facilitó el desarrollo de las "cámaras de dedal", pequeñas cámaras cargadas a un voltaje predeterminado, las cuales miden el cambio en voltaje al ser expuestas a radiación. Se calibran en tal forma que miden directamente el número de roentgens. Con estas cámaras se hacen casi todas las medidas de rayos X.

Un tipo de cámara de ionización interesante es la cámara de ionización equivalente a tejido. Está hecha de plásticos cuya composición atómica se aproxima al tejido blando, y además el gas que la llena tiene una composición similar. En este caso el plástico usado (principalmente polietileno) debe ser relativamente grueso para permitir un equilibrio electrónico característico de las substancias similares a tejido. Es evidente que una pared que es demasiado gruesa para permitir el paso de partículas alfa o beta, pero a cambio permite el paso de neutrones y su detección. Esta cámara también puede calibrarse con rayos gama y usarse para su detección.

Las cámaras de ionización funcionan en la región II de la curva de tamaño de pulso contra voltaje (vea Capítulo VIII, página 4).

La figura 1 muestra curvas de saturación de una cámara de ionización típica. La forma de la curva de saturación es un índice de la calidad de la cámara. Una cámara de diseño pobre no muestra un voltaje de saturación

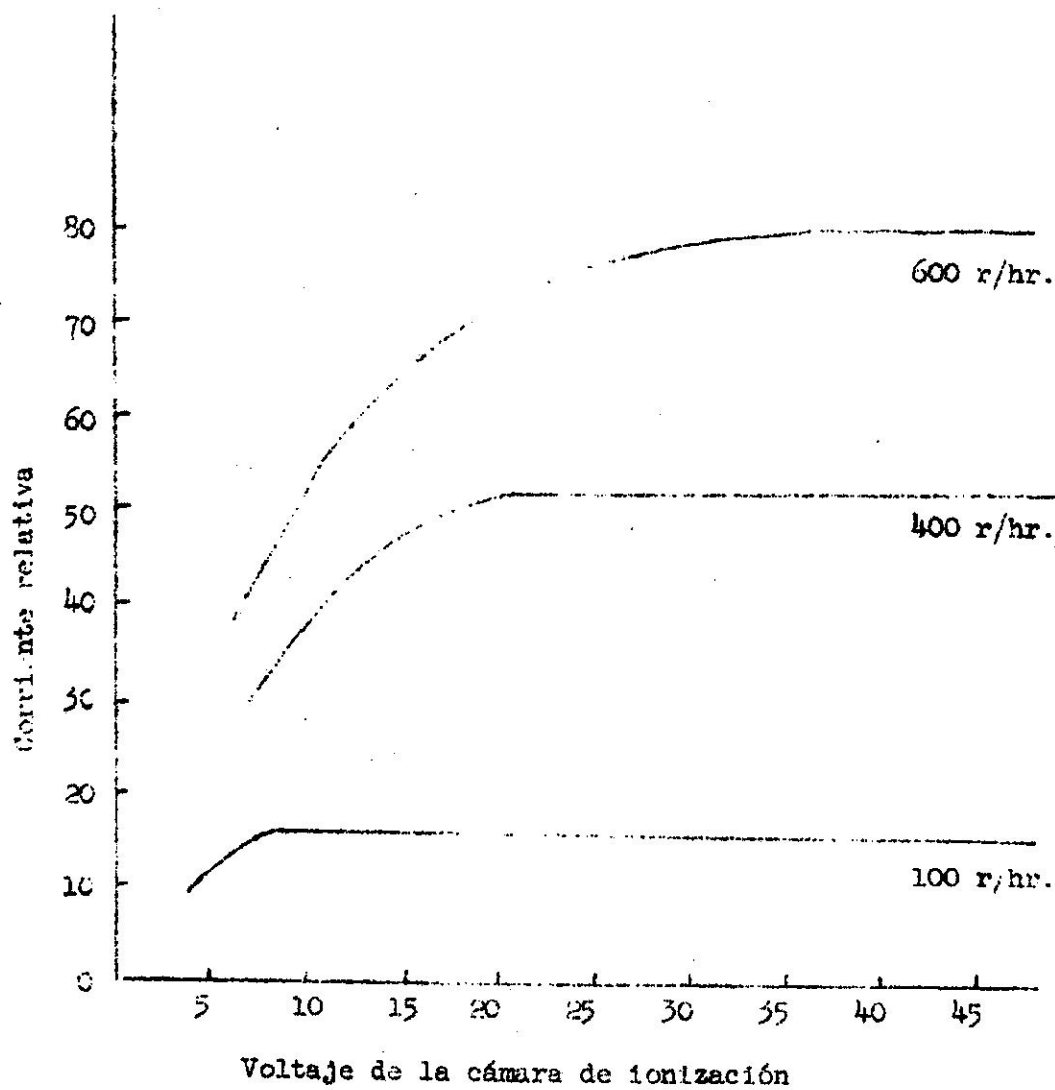


Fig. 1 Curvas de Saturación de una Cámara de Ionización

bien definidos debido a que parte del volumen sensitivo no se satura hasta que el voltaje aplicado es muy alto. Todas las aplicaciones de la cámara de ionización requieren la saturación de la cámara; algunas, como las cámaras de bolsillo y las cámaras de "dedal" (thimble chambers), operan variando el voltaje, lo cual exige que haya saturación aún a los voltajes más bajos que éstas utilicen. Para este tipo de cámara hay que especificar la intensidad de la dosis (dose-rate) a la cual ya no ocurre saturación.

En las cámaras de ionización para medir la intensidad de dosis (dose-rate) se obtiene la corriente de ionización midiendo el voltaje que se crea a través de una resistencia en serie con la cámara y la fuente de potencial. La figura 2 ilustra el circuito básico. La corriente de ionización genera un voltaje a través de la resistencia R el cual se mide después de amplificado, observando el cambio en corriente en la placa del tubo T . La corriente que pasa por la resistencia R es sumamente pequeña, del orden de 10^{-12} a 10^{-13} amperios. Un instrumento portátil debe medir estas corrientes y reproducir sus medidas con suficiente exactitud.

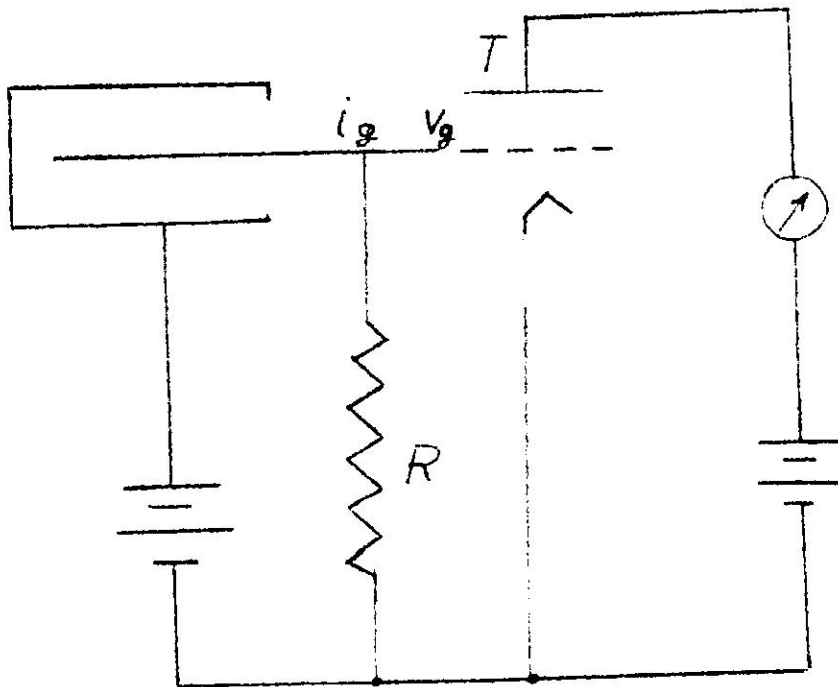


Fig. 2 Circuito Básico de un Electrómetro con Cámara de Ionización

El tubo electrónico que se usa en este tipo de circuito se conoce como tubo electrómetro. Sustituye a los electrómetros electrostáticos de hojas de oro o fibras de cuarzo. En verdad este es un tubo diferente a los demás y hay que darle tratamiento especial. Por ejemplo, la corriente de grilla (i_g) de este tubo debe ser muy baja, y la corriente de fuga extremadamente baja; de lo contrario éstas obscurecerían la corriente que se desea medir. Las características de corriente y voltaje de estos tubos son tales que se requiere un cambio en voltaje de grilla (V_g) de por lo menos 0.1 voltio para producir un cambio en voltaje de placa suficientemente grande. Si se diseña un instrumento para obtener una variación de un voltio en el voltaje de grilla (valor muy razonable para el cambio máximo en voltaje) la resistencia R debe ser de 10^{12} ohms para una corriente de ionización de 10^{-12} amperios. Hay en el mercado resistencias especiales cubiertas de cristal que tienen valores de este orden pero deben ser manipuladas con mucho cuidado ya que cantidades minúsculas de humedad, polvo, etc. en la superficie pueden ocasionar que el valor de la resistencia baje significativamente, dándole inestabilidad al instrumento.

Uno de los requisitos básicos e importantes de los instrumentos de ionización es que las corrientes de fuga sean mínimas. Para lograr este propósito se utilizan aisladores de alta calidad tales como vidrio, polietileno, poliestireno, y teflón. Estos instrumentos se pueden exponer a gran variedad de campos de radiación, utilizando un conmutador para pasar de una escala a otra cambiando el valor de la resistencia de entrada. Este conmutador es generalmente de cerámica y, estando en el circuito de entrada, debe tener tan buen aislamiento como el resto de los circuitos. Para facilitar el aislamiento se recurre con frecuencia

a los "anillos guardianes" (guard rings). La figura 3 muestra este principio que reduce la posibilidad de fuga. Este consiste en rodear lo que se desea aislar con un anillo que en este caso está a voltaje de tierra; la grilla del tubo electrometro está casi a voltaje de tierra. El voltaje a través del aislador central (dentro del anillo) es bien bajo, disminuyendo así las posibilidades de fuga. El aislador exterior (fuera del anillo) debe ser lo suficientemente bueno como para evitar escape de corriente de la batería o fuente de potencia.

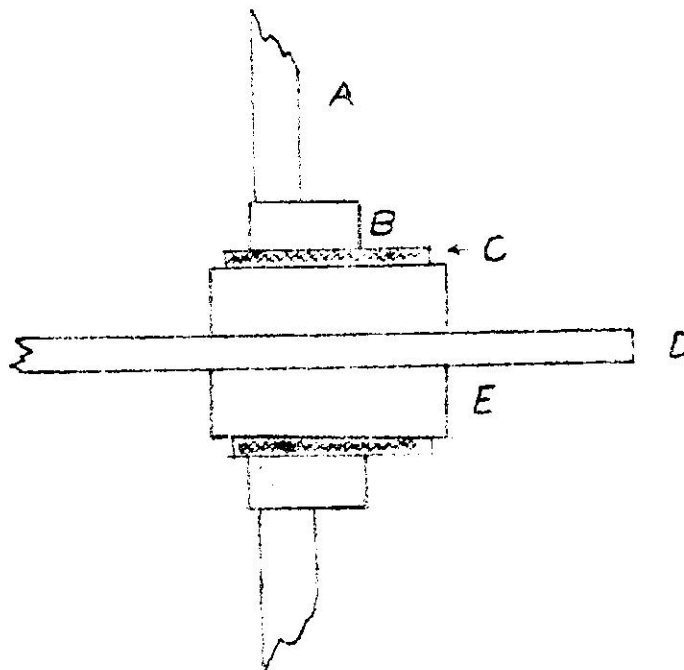


Fig. 3 Anillos guardianes para reducir el voltaje a través del aislador principal

- A. Pared de la cámara de ionización
- B. Aislador del anillo guardián
- C. Anillo guardián
- D. Electrodo central
- E. Aislador principal

Muchas veces, en ausencia de radiación, se observa un desplazamiento del indicador en los instrumentos de ionización. Este problema lo causa generalmente alguna inestabilidad en el circuito de entrada. En instrumentos que miden intensidad de dosis este problema se manifiesta en forma de desviaciones y vibraciones constantes del metro. Este efecto también lo puede causar un cambio de voltaje en el colector de la cámara, aunque esté a voltaje de saturación. El cambio en voltaje se puede deber a una carga inducida en el electrodo central. En el caso de instrumentos portátiles un cambio grande en temperatura puede cambiar de valor el voltaje de la batería que suple el voltaje del colector. Se manifiestan desviaciones hasta que la batería se estabiliza nuevamente. El desplazamiento descrito puede también deberse a otras causas, como por ejemplo, a una corriente de grilla alta o a cambios en temperatura que ocasionen el desplazamiento de los aisladores al expandirse o contraerse los metales que los sostienen.

Hay disponibles en el mercado gran variedad de cámaras de ionización de tipo portátil. Algunas personas prefieren uno u otro tipo, sin embargo, éstos deben evaluarse cuidadosamente ya que es posible que se prefiera un tipo porque tiene ciertas características ya conocidas cuando otro, con características menos conocidas, puede ser superior. Es posible conseguir instrumentos livianos donde los tubos (válvulas termoiónicas) han sido substituidos por transistores a excepción del tubo electrómetro ya que aún no se ha logrado desarrollar un transistor que pueda sustituirlo.

Los instrumentos comerciales no miden radiación beta en forma muy precisa. Raras veces se calibran para este tipo de radiación aunque generalmente tienen algún blindaje removible que facilita el exponer una ventana fina, permitiendo así la penetración de partículas beta. Lo ideal

Cap. XII

es que esta ventana sea de 7 mg/cm^2 de espesor (el espesor de la epidermis) pero lo cierto es que la mayoría de ellas son más gruesas impidiendo que se detecten algunas partículas capaces de producir daño. En verdad estos instrumentos operando con la ventana expuesta sólo indican la presencia de radiaciones beta. La lectura, o diferencia entre la lectura con ventana expuesta y blindada se puede interpretar como una aproximación de la dosis únicamente si el instrumento ha sido calibrado con una fuente de rayos beta conocida.

Contadores Proporcionales

La corriente de una cámara de ionización se compone de la suma de muchos pulsos en sucesión, cada uno de los cuales es el resultado de un evento ionizante. El contador proporcional, por el contrario, amplifica cada uno de estos pulsos los cuales son luego contados por el sistema auxiliar. (Cap. VIII, págs. 5 y 6, 20-22). En las cámaras de ionización el parámetro a medirse es la corriente o carga depositada en el detector. En cambio los contadores proporcionales y Geiger-Mueller miden el número de eventos ionizantes. La forma en que operan estos contadores depende del voltaje aplicado a los mismos. En teoría el mismo contador proporcional se debe operar como cámara de ionización, sin embargo las limitaciones impuestas en un diseño práctico impiden que esto pueda hacerse.

Los contadores proporcionales tienen distintas aplicaciones, satisfaciendo así variadas necesidades. Las distintas radiaciones producen distintos niveles de ionización específica, produciendo pulsos de distintos tamaños los cuales se pueden separar electrónicamente. Los contadores proporcionales se usan a menudo como detectores de rayos alfa. Estos consisten de un detector con una ventana muy fina que generalmente tiene bastante área. Además de su poco espesor esta ventana debe conducir

corriente y debe ser bastante fuerte. En la mayoría de los casos el gas en el detector está a presión atmosférica. Se consiguen en el mercado contadores proporcionales que usan aire o algún otro gas. En este último caso se hace necesario que haya flujo de gas (sistema de contadores de flujo)

Hay en el mercado detectores de flujo portátiles con botellas de gas propano, válvulas, etc. Este tipo de detectores se puede construir de tal modo que no sea sensitivo a rayos gama. La cantidad de energía que absorbe al detener una partícula alfa produce un pulso de diez a veinte veces más amplio que los producidos por los rayos gama. Es posible discriminar electrónicamente detectando solamente los pulsos más grandes producidos por las partículas alfa.

Los detectores de neutrones son generalmente contadores proporcionales. El que se usa comúnmente es el contador proporcional de trifluoruro de boro. Este tipo de detector es eficiente para neutrones de energías bajas, térmicas, los cuales reaccionan con el isótopo de boro, B^{10} , para formar una partícula alfa. La partícula alfa produce ionización y el pulso correspondiente es registrado en el contador. La sección eficaz (σ) para la reacción $(n, \alpha) Li^7$ disminuye a medida que aumenta la velocidad de los neutrones incidentes. La concentración de B^{10} que se encuentra en la naturaleza es de 19.8% pero se puede obtener gas BF_3 con 96% de B^{10} . La sensibilidad de los contadores que tienen gas enriquecido es cinco veces mayor que los que usan gas BF_3 natural. La partícula alfa que se produce tiene una energía de 2.3 Mev. y es absorbida totalmente en el gas, así que por cada reacción se produce un pulso relativamente grande. Este tipo de detector presenta una meseta, ya que las partículas alfas tienen la misma energía y por lo tanto producen pulsos de la misma magnitud. La radiación gama

afecta este tipo de detector. Es necesario usar condiciones de operación bajo las cuales la radiación gama no se afecte apreciablemente.

Además del detector con BF_3 , a menudo se usan detectores con interiores cubiertos de boro. Estos no presentan una meseta tan buena como los de BF_3 pero tienen la ventaja de que se puede usar un gas con mejores características para contar pulsos.

En el mercado hay instrumentos proporcionales para detectar neutrones lentos y rápidos. Estos utilizan generalmente un detector con gas BF_3 , que está rodeado de plástico o parafina para moderar los neutrones rápidos. El detector sin el blindaje plástico es sensitivo sólo a neutrones lentos. Si se cubre con polietileno (una pulgada de espesor) el detector es sensitivo a ambos tipos de neutrones. Muchas veces se le añade una cubierta de cadmio, la cual absorbe los neutrones lentos permitiendo detectar principalmente los neutrones rápidos.

Contadores Geiger

El contador Geiger opera a voltajes más altos que el contador proporcional. A voltajes de esta magnitud los pulsos producidos por radiación en todas de la misma amplitud (Cap. VIII, págs. 7 y 8, 22-29). En esta región de voltaje todos los pulsos, siendo del mismo tamaño, son contados y se cuentan por lo tanto una meseta. Los detectores GM se operan en esta meseta (Cap. VIII, pág. 24). El largo de la meseta de un detector es un índice de su calidad. La meseta muestra cierta inclinación la cual se mide en porciento de aumento en velocidad de recuento por 100 voltios. Un buen detector debe tener una meseta de 250 voltios, con una inclinación de un 0 a un 5% por 100 voltios.

Los pulsos del detector GM tienen la misma duración que los del contador proporcional pero tienen mayor amplificación. El factor de amplificación es de 10^8 a 10^{10} resultando en pulsos de 0.25 a 1 voltio en los circuitos usados comunmente. Esta es una de sus ventajas pues los pulsos no requieren gran amplificación adicional simplificando así el diseño de instrumentos portátiles.

Los detectores GM se afectan grandemente si se les aumenta el voltaje demasiado, hasta poder dañarse permanentemente si se operan a un voltaje muy alto que corresponda a la región de descarga continua. Es por esto que el extremo derecho de la meseta no se investiga al revisar un detector nuevo. Una de las desventajas del contador GM es que al estar en presencia de una actividad bien alta los eventos ionizantes ocurren con una frecuencia tal que el tiempo que transcurre entre eventos llega a ser menor que el tiempo muerto del detector y el detector se paraliza no produciendo pulsos.

Este tipo de detector produce un pulso por cada evento ionizante detectado. En este caso se pueden usar las técnicas de amplificadores de corriente alterna acoplados con condensadores. Los instrumentos de cámaras de ionización y los amplificadores de corriente asociados están sujetos a desplazamiento ("drift") mientras que los circuitos de corriente alterna en general no padecen de esta dificultad. Los pulsos del detector GM están relacionados con una corriente grande comparada con la corriente de la cámara de ionización. En consecuencia la resistencia R puede ser menor y en vez del tubo electrometro se puede usar un tubo común y corriente. Como el circuito primario tiene baja impedancia y está acoplado a la grilla con un condensador, los problemas mencionados antes en relación al voltaje grilla no existen.

Los circuitos de los instrumentos que miden intensidad de dosis (rate meters) transforman una serie de pulsos en una desviación del metro, la magnitud de la cual depende de la rapidez de los pulsos. Estos circuitos tienen generalmente una sección antes del metro que transforma los pulsos de modo que todos sean similares en forma y duración. Luego el metro convierte esta sucesión de pulsos en una corriente directa la cual se registra como una desviación del metro.

Los instrumentos GM se usan en general para la detección de radiación. La reacción de los contadores GM a la diversas energías no es uniforme, así que no se pueden usar para hacer medidas precisas de dosis. Si se calibra un instrumento GM con una radiación gama de una energía en particular, el instrumento mide intensidad de dosis a esa energía, pero no es válido hacer medidas cuantitativas a otras energías.

La ventaja principal de este detector es su alta sensibilidad la cual permite usarlo como detector de contaminación o de niveles bajos de radiación. Generalmente se calibra con Radio o Co^{60} . Es muy común el que tenga tres escalas cuyas lecturas máximas sean 0.2, 2 y 20 mr/hr. Las lecturas en términos de mr/hr que se obtienen rutinariamente en verdad tienen mucho sentido, ya que las fuentes de estas radiaciones no necesariamente tienen la energía con la cual se calibró el instrumento; además la radiación está presente en forma dispersa, existen distintas geometrías, etc. Es probable que los instrumentos calibrados en cuentas por minuto den lecturas con más sentido. Debe estudiarse el límite máximo de estos detectores pues en muchos casos dejan de funcionar y no registran lectura alguna al ser expuestos a campos intensos de radiación.

Los detectores GM se fabrican con diversidad de formas, tamaños y usos; sin embargo hay dos tipos de detectores portátiles más frecuentes: el detector cilíndrico de paredes finas para betas y gamas y el detector con una ventana fina para alfas y betas de baja energía. Los detectores de paredes finas son casi siempre de cristal con paredes de 40 mg/cm^2 de espesor. Se consiguen algunos de metal, de acero inoxidable, con paredes de espesor similar.

Los detectores de ventana de los instrumentos portátiles son muy similares a los que se usan con equipo de laboratorio, aunque de menor diámetro. El voltaje de operación de estos instrumentos varía de tubo a tubo, así que es necesario que la fuente de alto voltaje de los instrumentos portátiles sea variable.

Hay en el mercado gran variedad de instrumentos GM portátiles, muchos de ellos contruidos exclusivamente con transistores. Casi la totalidad de ellos indican la intensidad del campo de radiación en un metro y muchos también tienen audífonos. Si el instrumento es exclusivamente para radiación gama se puede construir con todos sus componentes formando una sola unidad (todo en una caja). Otros más versátiles tienen el detector GM aparte conectado al resto de la unidad por un cable. En este caso el detector está rodeado de un blindaje removible que hace posible detectar las partículas beta. Este sistema es útil para detectar contaminación en sitios poco accesibles, ropa, equipo, mesas, etc. En el caso de niveles bajos los audífonos son útiles ya que aumentan la sensibilidad puesto que el oído puede detectar cambios en el recuento antes de que el metro reaccione a los mismos.

Contadores de Centelleo

Existen ciertos materiales que, al ser expuestos a radiación ionizante, emiten luz. Estos materiales se descubrieron hace mucho tiempo mas no se usaron en forma cuantitativa hasta la invención del tubo fotomultiplicador. Los contadores de centelleo han hecho posible muchas investigaciones de física nuclear y de física del estado sólido. Estos contadores ofrecen ciertas ventajas sobre los contadores de gas, tales como alta amplificación del tubo fotomultiplicador y alta densidad del detector. Esta última es importante en el caso de detección de radiación gama, ya que la energía absorbida por un detector de un tamaño dado depende de la densidad de éste. La eficiencia de los detectores de centelleo, sólidos o líquidos, es mayor que la de detectores de gas.

La amplitud del pulso de un detector de centelleo es proporcional a la energía de partículas como las betas y los electrones secundarios. Esta propiedad es la que hace posible el uso de estos detectores para determinar la distribución de energías de radiación gama. El material que se use como centelleador dependerá del tipo de partículas que se desee detectar. (Cap. VIII, págs. 35-37). Los más comunes son el antraceno, cristales de yoduro de sodio activado con talio y sulfuro de zinc activado con plata.

El detector de centelleo para rayos beta y gama usa circuitos muy similares a los detectores GM, solo que usa mayor amplificación. Esto se debe a que los pulsos obtenidos del fotomultiplicador son más pequeños que los del detector GM. Debido al costo del centelleador y los tubos fotomultiplicadores los detectores de centelleo se han limitado a ciertos usos específicos para los cuales los otros tipos de detectores no son adecuados. Estos casos especiales incluyen detección de partículas alfa, neutrones y radiación gama de baja energía.

Los detectores de centelleo para radiación alfa ofrecen ciertas ventajas aunque la ventana siempre presenta el problema de hacerlas a prueba de luz y suficientemente finas para dejar pasar las partículas alfa. En estos detectores se ha acoplado ópticamente un tubo fotomultiplicador a una lámina de plástico cubierta con una capa de ZnS(Ag) muy fina. Este sistema se hace a prueba de luz colocando dos láminas de aluminio sobre el ZnS o una lámina de aluminio cubierta con "Mylar" que tenga una capa de aluminio en ambas superficies.

Baterías

Las baterías siempre habían sido un factor limitante en el peso y tamaño de instrumentos portátiles. Sin embargo, recientemente al introducir el uso de transistores y tubos con corriente de filamento baja, se ha reducido el número y el peso de las baterías. Muchos de estos instrumentos usan celdas comunes de 1.5 voltios. Otros usan baterías de mercurio de 1.25 voltios. (No son intercambiables). La vida de estas baterías dependerá de la frecuencia con que se use el instrumento y de la corriente que se necesite. El voltaje de una celda común disminuye lentamente con el tiempo mientras que el de la batería de mercurio no varía apreciablemente hasta el final de su vida útil, cuando el voltaje baja rápidamente.

Si un instrumento portátil no funciona bien deben revisarse primeramente las baterías y de éstas investigar primero las que suplen potencia a los tubos. Al medir el voltaje de una batería debe hacerse con una carga que simule las condiciones en que opera el instrumento. Este es un modo de obtener una lectura confiable. Se deben revisar periódicamente las baterías de todo instrumento portátil tanto para mantenerlo funcionando satisfactoriamente como para proteger el instrumento en sí.

Cap. XII

Se recomienda como lo más práctico calibrar y revisar las baterías de los instrumentos portátiles cada dos meses. Se le debe quitar las baterías al instrumento cuando estas estén agotadas o cuando el instrumento va a estar fuera de uso por largo tiempo.

Monitores

Cuando se necesita medir radiación en forma continua o casi continua no es práctico usar equipo portátil como el que hasta ahora hemos descrito. Cuando se mide la radiación en esta forma en lugares específicos se prefiere usar instrumentos que operen usando el voltaje de línea en vez de baterías, ya que se desea evitar la variación que pueda sufrir el instrumento por la condición de las baterías. Estos monitores varían en complejidad. Algunos son simples medidores de velocidad de recuento (rate-meters), otros son instrumentos complejos que llevan automáticamente un registro gráfico de las medidas y que tienen propósitos especiales. Uno de los propósitos principales de estos instrumentos es servir de monitores de niveles ambientales de radiación. Un monitor de ambiente puede trabajar asociado a un estudio de radiación ambiental, a un sistema de seguridad de un reactor o a un contador de muestras. La salida de estos aparatos puede activar una alarma u otro instrumento tal como un registro gráfico o un metro. Estos instrumentos deben ser confiables, de lo contrario no son útiles. Muchas veces estos instrumentos, especialmente aquellos que tienen usos específicos, son diseñados por las personas que los usan aunque están hechos con detectores y circuitos que se consiguen comercialmente. Se usan detectores GM por su gran sensibilidad, y cámaras de ionización cuando se requieren medidas de dosis. Para medir ambiente se han usado cámaras de ionización de tamaño mayor que aquellas en instrumentos portátiles o cámaras con gas a mayor presión. Algunos monitores requieren

más sensibilidad de la que pueden proveer los detectores GM, en cuyo caso se utilizan detectores de centelleo. En muchos casos se usa conjuntamente el sistema de sonido; esto es, al mismo tiempo que funciona el metro o la gráfica del instrumento éste emite señales sonoras que pueden escucharse fácilmente.

Uno de los usos especiales de los monitores es la detección de radiactividad en el aire. Existen dos tipos de monitores. Un tipo funciona como monitor continuo de gas y el otro como monitor de partículas en el aire. Estos son instrumentos especializados.

Monitores para el personal

Emulsiones fotográficas

La emulsión fotográfica es uno de los medios más antiguos para medir radiación. Las películas tienen ciertas características que las distinguen de otros tipos de detectores, y resultan muy útiles en algunas aplicaciones. Al usarse para medir la radiación recibida por el personal ofrece un record permanente; sin embargo tienen la desventaja de responder a la radiación en una forma distinta al tejido así que es necesario aplicar correcciones a las lecturas como dosímetro. A menudo se usan filtros de distintos tipos y espesores para hacer estas correcciones.

El uso de películas como dosímetro de un individuo requiere que se monte la película en un marco que contenga además los filtros y algún medio de identificación. El marco o porta-películas debe ser liviano, de bajo costo, fácil de abrir, fácil de identificar y debe tener un aditamento propio para colgarlo del traje del individuo. Varias compañías ofrecen servicio completo de dosimetría de películas pero las instalaciones y laboratorios grandes prefieren diseñar y usar su propio sistema. La

película se obtiene en forma similar a la usada para películas dentales. Hay varias combinaciones disponibles de tipos de películas de distinta sensibilidad. Si se usan estas películas para medir radiación beta es necesario que el marco tenga una abertura o ventana.

Como las dosis de interés son bajas, la emulsión apenas se oscurece con el revelado. Para poder obtener buenos resultados es necesario procesar las películas con mucho cuidado. El sistema de revelado debe ser reproducible, especialmente, el revelador, los tiempos de desarrollo y fijación, y la temperatura del desarrollo. Para revisar la confiabilidad del proceso se requiere que cada grupo de películas se revele junto a un grupo de películas expuestas a dosis conocidas y junto a un grupo de películas no expuestas.

Después de la revelación, desarrollo, fijación, lavado y secado, se mide la densidad óptica con un densitómetro. La densidad óptica se define como el logaritmo de la opacidad, o sea al logaritmo de la razón entre la intensidad de luz incidente y luz transmitida.

Se usan distintas combinaciones y espesores de filtros para tratar de hacer de este sistema un dosímetro confiable para distintas radiaciones. Sin embargo, siempre hay grandes limitaciones ya que las condiciones ideales para rayos X, gama y beta son todas diferentes. Es muy difícil por este medio distinguir la radiación beta de los rayos X. Muchas veces se determina la dosis recibida por una persona tomando como base información sobre el tipo de radiación a que la persona estuvo expuesta. A pesar de las limitaciones, este sistema es muy útil y presta importantes servicios. Como integra automáticamente la dosis, se presta para reconocimientos a largo plazo de áreas donde el nivel de exposición es bajo, para estudiar áreas en la vecindad de fuentes de radiación, para determinar campos de

radiación y localizar y determinar la forma de haces de radiación en aceleradores.

Hay un tipo de película sensitiva a neutrones. Esta película tiene una emulsión de mayor espesor que registra los trazos que dejan los protones que adquieren impulso de los neutrones (protones de rebote), pero no registra los electrones secundarios u otras partículas de baja ionización específica. Estas películas se examinan contando los trazos en un área determinada de la película usando un microscopio de alta potencia. El número de trazos es bajo ya que la eficiencia de la emulsión es baja. En una película expuesta a 300 mrem de una fuente de neutrones de Pu-Be, se producen cerca de 25 trazos en 25 campos de visión de un microscopio con magnificación de 980 (o sea, de aproximadamente 0.44 mm^2). Estadísticamente esta es una medida pobre ya que la muestra es pequeña, así que dosis menores de la máximas permisibles son muy difíciles de detectar.

Cámaras de Bolsillo

Estas consisten de una cámara de ionización bien aislada, que se carga al comenzar a usarse con un voltaje conocido. La radiación ionizante acerca a la cámara y la baja en voltaje es una medida de la radiación a que ha sido expuesta. El instrumento que se usa para leerlas es generalmente un electrómetro de fibra con una fuente de voltaje. También los hay electrónicos.

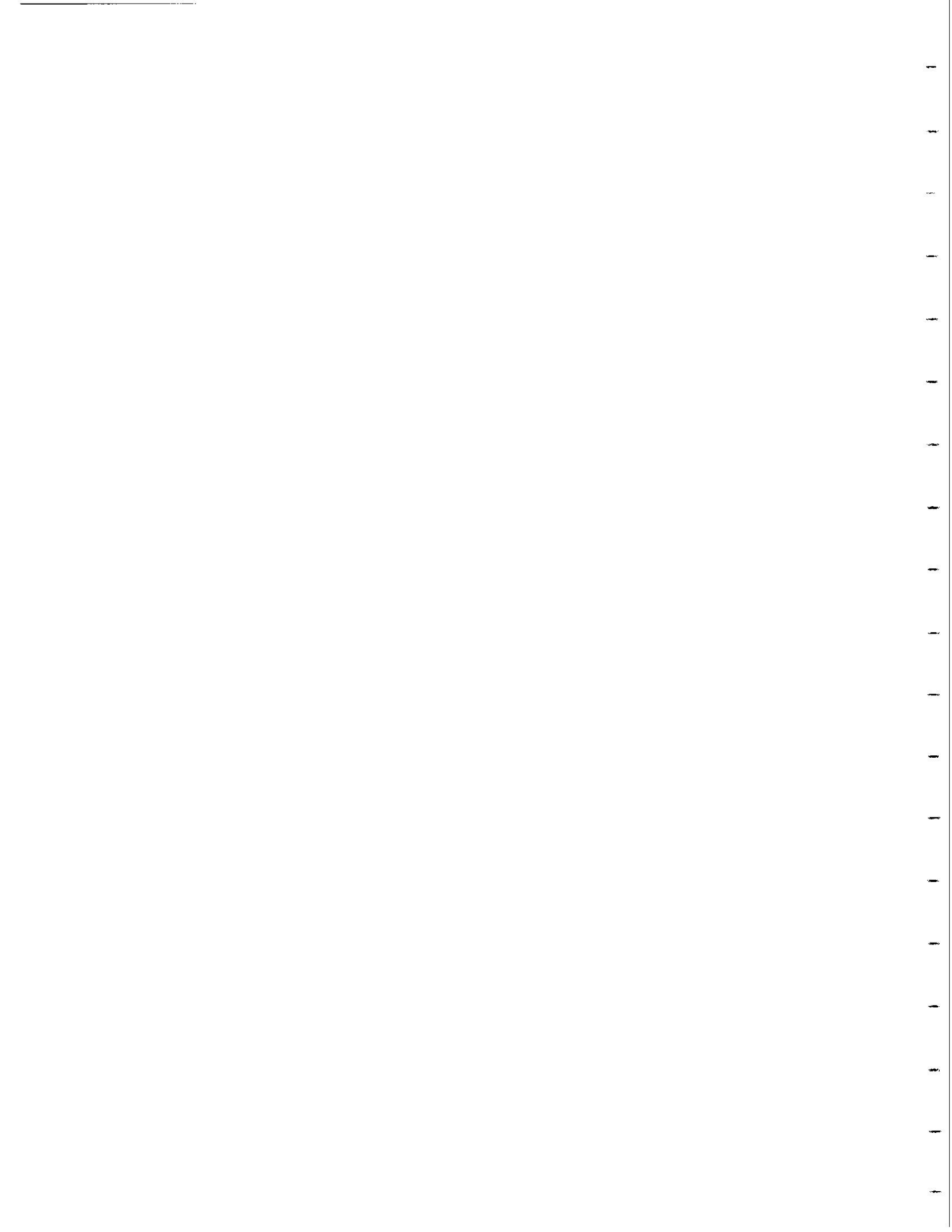
La respuesta a la energía de las cámaras de bolsillo es irregular con picos pronunciados a energías bajas pero este comportamiento no introduce dificultades serias en su uso corriente en laboratorios de radioisótopos. Para usarse con rayos X éstas deben calibrarse con máquinas de rayos X. Generalmente se usan sólo por un día. En la práctica se usan dos cámaras.

Si alguna de ellas no funciona bien posiblemente por problema de fuga se producirá una baja en voltaje mayor de lo correcto. En caso de que las dos no tengan lecturas similares se considera como correcta aquella que da la dosis más baja. Los aisladores generalmente tienden a tener fugas si se maltratan. Por esta razón las cámaras deben guardarse en sitios secos y seguros donde no estén sujetos a golpes fuertes.

Hay cámaras que pueden leerse sin ayuda de un instrumento adicional. Estas tienen en la misma unidad un pequeño microscopio de baja potencia con el cual puede verse la posición de la fibra en una escala. La ventaja de este instrumento es que se puede leer la dosis en cualquier momento sin hacer desaparecer la lectura acumulada. El único equipo auxiliar necesario es el instrumento de cargarlas, el cual consiste de una fuente de potencia (batería), el conector para la cámara y una pequeña fuente de luz.

REFERENCIAS

1. Handloser, John S., Health Physics Instrumentation, International Series of Monographs on Nuclear Energy Division V, Health Physics Vol. I, Pergamon Press, 1959.
2. Blatz, Hanson, Radiation Hygiene Handbook, Primera Edición, McGraw-Hill Book Company Inc., 1959.
3. Price, William J., Nuclear Radiation Detection, McGraw-Hill Book Company Inc., 1958.
4. Hine, Gerald J., y Brownell, Gordon L., Radiation Dosimetry, Academic Press, 1956, pp. 1-44, 453-501.



CAPITULO XIII

TEORIA DE BLINDAJE

Introducción

En cualquier situación donde una persona desea emplear el mayor grado de protección radiológica, los factores claves que ha de considerar son: tiempo, distancia y blindaje.

Sabemos que mientras menor es el tiempo que la persona permanece a cierta distancia de una fuente de radiaciones ionizantes, menor es la exposición a la que se somete.

Igualmente, mientras mayor es la distancia entre la persona y la fuente de radiaciones ionizante, menor es la exposición a la que se somete.

No obstante, existen situaciones en que la reducción del tiempo transcurrido en las inmediaciones de la fuente y el aumento de la distancia a la cual se encuentra de la misma, no ofrece suficiente protección. Es en estos casos donde el uso de blindaje adicional es indispensable.

El Problema de Blindaje

Como ya hemos discutido anteriormente los procesos de desintegración radiactiva y de fisión al igual que las unidades de rayos X, dan origen a toda una variedad de emanaciones ionizantes, esto es, partículas alfa, partículas beta, (positivas y negativas), neutrinos y antineutrinos, rayos gama, neutrones y rayos X.

Hemos visto que tanto las partículas alfa como las beta, no ofrecen problemas de protección externa, ya que como son de poca penetrabilidad, pueden ser absorbidas totalmente mediante el empleo de láminas relativamente finas de metal.

Los neutrinos y los antineutrinos que acompañan la emisión de partículas beta, son altamente penetrantes pero no parecen tener importancia fisiológica alguna. De aquí que no nos interesa protegernos de los mismos.

Solo nos resta los rayos gama y los rayos X, los cuales como ya hemos discutido, solo difieren en cuanto a su origen; y finalmente, los neutrones. Estos tres tipos de radiaciones ionizantes son altamente penetrantes e ionizantes, luego exigen espesores apreciables para proveer protección suficiente.

Vemos, pues, que el problema de blindaje queda circunscrito a situaciones que envuelven fuentes de radiaciones gama (γ X) y de neutrones.

Estas situaciones pueden ser resumidas del siguiente modo:

1. Operaciones de producción, de investigación o de aplicaciones prácticas en las cuales se trabaja con radionucleidos emisores de rayos gama.

Un ejemplo sería el proceso que se emplea para recuperar el uranio de los elementos ya usados de un reactor, o los procesos empleados en reactores de producción de plutonio.

En el otro extremo de la escala, en lo que a magnitud se refiere, estaría la prueba de un proceso mediante el uso de trazadores radiactivos.

2. Operación de reactores, en la cual hay que proveer protección contra neutrones rápidos, neutrones lentos y rayos gama.

3. Instalaciones de unidades de teleterapia (rayos gama) o de rayos X.

Radiación gama (γ X)

Sabemos que la absorción de rayos gama (γ X) es óptima en un elemento denso de número atómico alto, como plomo.

Hemos visto, además, que los rayos gama (γ X) interactúan principalmente con electrones.

Luego, el requisito de un material efectivo como blindaje para rayos gama (γ X) es la combinación de:

- (1) densidad alta, y
- (2) un número grande de electrones por átomo.

Neutrones

Excepto en el caso de neutrones de baja energía, la capacidad de absorción de materiales de blindaje es relativamente limitada para neutrones. Por esta razón, una de las funciones principales de un blindaje para neutrones es proveer átomos que sirvan de blancos a los neutrones rápidos con el fin de reducirles su rapidez.

Para este propósito, los mejores materiales son aquellos que tienen un contenido alto de hidrógeno, particularmente, agua. El neutrón puede perder una fracción considerable de su energía en una colisión con un átomo de hidrógeno.

La prueba de la efectividad de un blindaje de reactor es si reduce o no el flujo de partículas bajo el nivel de exposición máxima permisible (EMP). El folleto número 75 de la National Bureau of Standards especifica dichos niveles de EMP para neutrones de distintas energías.

Ya que este curso solo pretende instruir en lo que se refiere a aplicaciones de radionucleídos y no a problemas asociados a reactores, ni a unidades de rayos X, nos limitaremos a la discusión de blindaje asociado a rayos gama.

En la descripción de cálculos de blindaje presentados a continuación, nos conformaremos con proveer reglas que nos proporcionan cálculos bastantes aproximados, omitiendo todo tratamiento matemático riguroso.

Regla del Inverso del Cuadrado

Para espesores no muy grandes de un medio gaseoso, como aire, o para cualquier distancia en un vacío, está justificado concebir el flujo de rayos gama en términos de movimiento rectilíneo. Esto quiere decir que se asume que no ocurre absorción alguna de parte del medio y que por lo tanto, la intensidad de la radiación decae a medida que nos alejamos de la fuente debido estrictamente al factor geométrico. Este es el principio encarnado en la regla del inverso del cuadrado de la distancia.

Para una fuente puntual que emite N_0 rayos gama por segundo, la densidad de flujo (número de rayos gama, por cm^2 , por segundo) en la superficie de una esfera imaginaria de radio r rodeando el punto es:

$$\phi = \frac{N_0}{4\pi r^2}$$

La figura a continuación ilustra la atenuación con la distancia.

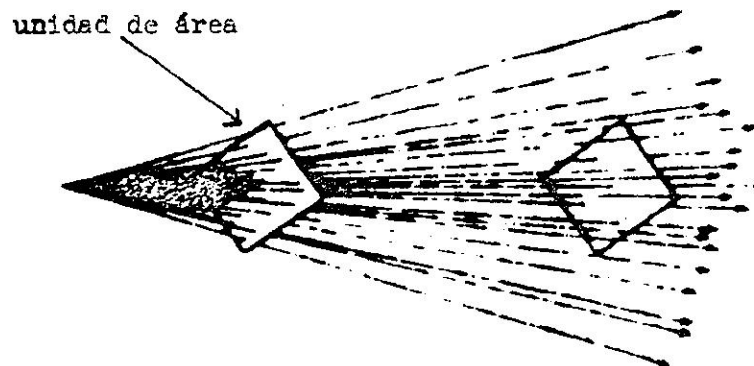


Figura 1. Propagación de rayos emitidos por una fuente puntual.

Al comparar valores de flujo a diferentes radios, se desprende que:

$$\frac{I_2}{I_1} = \frac{r_1^2}{r_2^2}$$

Como la intensidad de la radiación medida, digamos, en roentgen por unidad de tiempo, es directamente proporcional al flujo, podemos comparar valores de intensidad a diferentes radios haciendo uso de la misma relación.

$$\frac{I_2}{I_1} = \frac{r_1^2}{r_2^2}$$

Esta regla es asombrosamente sencilla, pero de gran importancia al computar la intensidad de radiación emitida por una fuente de radiaciones *gama* a una distancia dada. Si la intensidad en el punto de interés es aún excesiva, podemos entonces pasar a calcular la cantidad de blindaje que necesitamos para reducir esa intensidad a un nivel permisible.

Ejemplo: Determinar la distancia mínima de una fuente de 10 μ curies emisora de radiaciones *gama* de 2 Mev de energía a la cual uno puede permanecer sin peligro.

Dado: El nivel permisible para radiación *gama* de 2 Mev expresado en términos de flujo es alrededor de 300 gamas/cm² - seg.

$$10 \mu \text{ curies} = 10 (3.7 \times 10^4) \text{ gamas/seg}$$

$$= 3.7 \times 10^5 \text{ gamas/seg}$$

$$\Phi = 300 \text{ gamas/cm}^2 \text{ - seg} = \frac{3.7 \times 10^5 \text{ gamas/seg}}{4 (3.14) x^2}$$

$$x^2 = \frac{3.7 \times 10^5}{(300)(4)(3.14)}$$

$$x^2 = \frac{3.7 \times 10^5}{3.77 \times 10^3} = 1 \times 10^2$$

$$x^2 = 100$$

$$x = 10 \text{ cm}$$

Atemuación de Rayos Gama en la Materia

Ya hemos visto que para el caso de un gas, como aire, podemos calcular con bastante precisión la intensidad de radiación emitida por un emisor de rayos gama a la distancia deseada mediante la regla del inverso del cuadrado.

Este cálculo se justifica debido a que puede descartarse la absorción por parte del aire. No obstante, en el caso de cualquier material que no sea gaseoso, la absorción no puede ser descartada.

Ya hemos visto que la intensidad de la radiación a medida que ésta atraviesa la materia, va decayendo en forma exponencial, lo cual puede ser expresado del siguiente modo:

$$I_x = I_0 e^{-\mu x}, \text{ donde } I_x \text{ es la intensidad despues de atravesar un espesor } x; I_0 \text{ es la intensidad original; } \mu \text{ es el coeficiente lineal de absorción y } x \text{ es el espesor penetrado.}$$

Hemos visto, además, que μ varía con la naturaleza del material absorbente y con la energía de la radiación incidente y que esta variación es sumamente compleja.

La figura a continuación muestra curvas calculadas para las tres contribuciones a la absorción total para el caso de plomo, y el efecto compuesto. ($\mu_{\text{total}} = \mu_{\gamma} + \mu_{\sigma} + \mu_{\kappa}$).

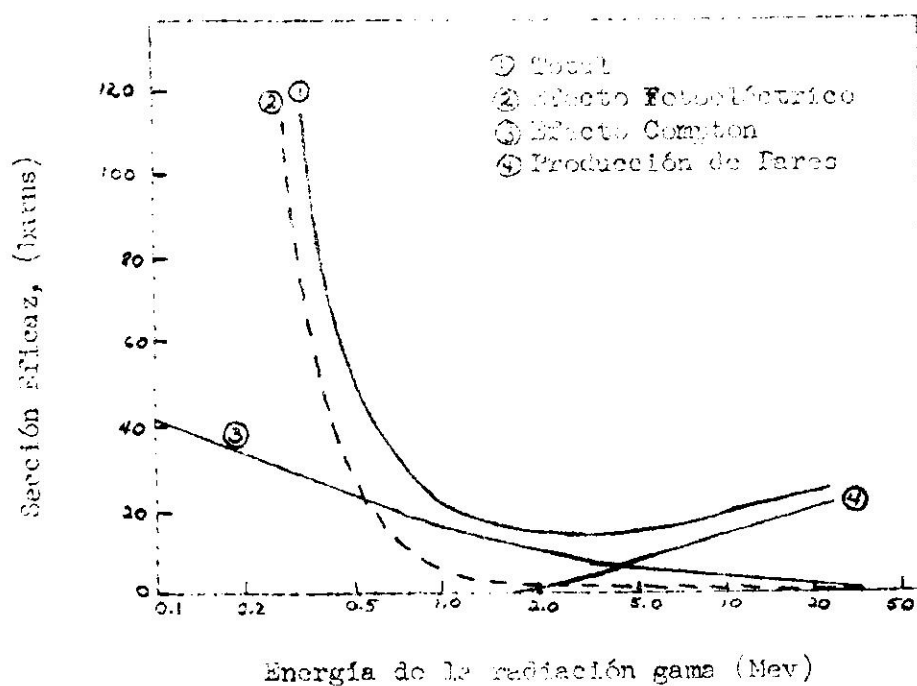


Fig. 2 Absorción de rayos gamma en Pb

En la tabla a continuación podemos ver cuán diferentes pueden ser los valores de μ_{total} de distintos materiales absorbentes para gamas de 2 Mev.

Coeficientes de Absorción Total para Rayos Gama de 2 Mev

<u>Material</u>	<u>μ (cm⁻¹)</u>
H ₂ O o tejido	0.047
Concreto	0.09
Hierro	0.35
Plomo	0.52
Aluminio	0.12
Uranio	0.95

Es importante notar que los coeficientes de absorción se definen en términos de un haz de rayos gama. Luego, cualquier evento que ocasiona la pérdida de fotones fuera del haz, ya sea por absorción verdadera o por dispersión (que solo cambia la dirección), se cuenta como absorción.

Por lo tanto, la utilización de este μ_{total} conlleva a sobrestimar la atenuación, ya que los rayos dispersados no son verdaderamente perdidos.

La complejidad matemática envuelta en la descripción de dispersión Compton múltiple es tal, que solo ciertos computadores electrónicos son capaces de obtener respuestas, y, hasta hoy día, solo las geometrías idealizadas más sencillas se han investigado con algún grado de precisión.

De la tabla anterior podemos apreciar claramente que μ aumenta con la densidad del material absorbente. Esto puede explicarse cualitativamente recordando que la detención de rayos gama es un efecto electrónico hasta 1 Mev, por lo menos. Por lo tanto, es de esperar que μ sea proporcional al número de electrones por unidad de volumen del material de blindaje.

El número de átomos/cm³ en un compuesto de densidad ρ es

$$\frac{(\rho)(N)}{M}$$

donde N = número de Avogadro
y M = peso molecular

y el número de electrones/cm³ es $\frac{(\rho)(N)(Z)}{M}$

Ahora bien, $\frac{Z}{M}$ es del orden de $\frac{1}{2}$ para la mayor parte de la carta periódica. Por lo tanto,

μ es directamente proporcional al número de electrones/cm³ así como a ρ .

Luego $\mu/\rho = \text{constante}$

Por ejemplo, se ha determinado experimentalmente que en la región de alrededor de 2 Mev, elementos que varían en peso desde aluminio hasta uranio, tienen un valor de μ/ρ de alrededor de 0.05 cm²/gm.

Se encuentra una cantidad considerable de data con relación a los coeficientes de absorción de varias sustancias para radiación gama a lo largo de regiones de energía considerables.

Sin embargo, a menos que la radiación envuelta sea monocromática, esto es, que consista de fotones de una sola energía o que tenga un espectro de energía bien definido, de modo que se conozca la distribución de energía, los coeficientes de absorción exactos carecen de utilidad en cálculos de blindaje.

Una manera práctica de solucionar el problema del cálculo de blindaje es emplear un solo valor de μ/ρ para cada uno de los materiales que se usan en blindaje, específicamente, aquel que corresponde a una energía de fotón de alrededor de 4 Mev. Ocurre que, para la mayoría de las sustancias de interés para blindaje, dicho valor de μ/ρ corresponde a, o queda cerca del valor mínimo de μ/ρ . De aquí que, si se utiliza este valor (0.032 cm²/g), al calcular el espesor que se requiere en cualquier caso particular, casi de seguro que el resultado será algo conservador (el blindaje sería sobrestimado). Esto es, claro está, una faceta deseable, siempre y cuando sea factible, tanto desde el punto de vista de espacio y peso, como del punto de vista económico.

Coeficientes de Absorción para Rayos Gama de 4 Mev

<u>Material</u>	μ (cm^{-1})	ρ (g/cm^3)	μ/ρ (cm^2/g)
Uranio	0.72	18.7	0.038
Tungsteno	0.68	19.3	0.035
Plomo	0.48	11.3	0.042
Hierro	0.27	7.8	0.034
Oxido de Be	0.076	2.3	0.033
Concreto	0.073	2.3	0.032
Carburo de Boro	0.072	2.5	0.029
Berilio	0.053	1.85	0.029
Grafito	0.052	1.62	0.032
Agua	0.083	1.00	0.033
Sodio	0.030	0.93	0.032

Nótese en la tabla anterior que existe paralelismo entre los valores de μ y de ρ ; a mayor ρ , menor el espesor que se requiere.

La masa relativa (o espesor equivalente) de material de blindaje, para un grado de atenuación específico, es igual al espesor multiplicado por la densidad, ρ , y por lo tanto guarda una relación inversa con μ/ρ .

Podemos notar en la tabla anterior, que los valores de μ/ρ son aproximadamente constantes (alrededor de $0.032 \frac{\text{cm}^2}{\text{gm}}$), luego, el peso del blindaje de rayos gama es esencialmente independiente del material.

Selección de Material para Blindaje

La selección de materiales de blindaje está basada en tres factores principales:

1. costo de materiales o construcción
2. espacio disponible
3. limitaciones de peso

Plomo metálico, utilizado convencionalmente para blindaje para máquinas de rayos-X, sirve muy bien en cualquier sistema en el cual la economía de espacio juega un papel importante.

Desde el punto de vista de costo, hierro es preferible a plomo, a pesar de que se requieren espesores mayores para un factor de atenuación específico.

Concepto de Capa Hemireductora

En la práctica, la cantidad que quizás más aplicación tiene es el espesor o capa hemireductora. Esto es, el espesor de cualquier material que reduce la intensidad original por un factor de dos.

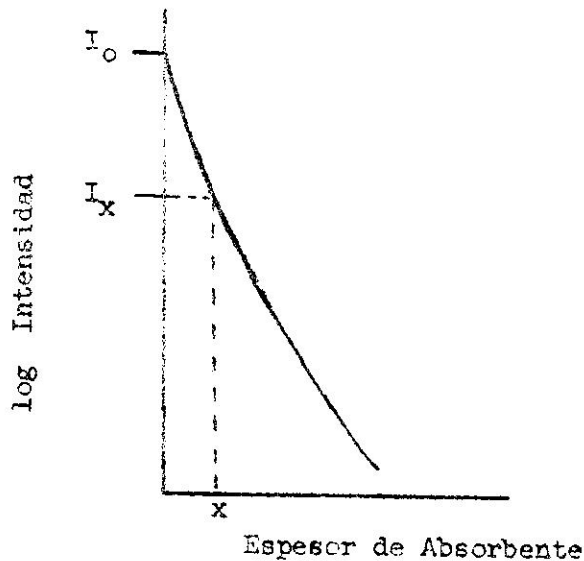


Figura 3

Como ya hemos visto anteriormente, esta curva queda descrita por la ecuación: $I_x = I_0 e^{-\mu x}$

Si ahora, sustituimos en lugar de x (cualquier valor de espesor), el valor de la capa hemireductora, entonces la ecuación se reduce a:

$$\frac{I_x}{I_0} = \frac{1}{2} = e^{-\mu(\text{CHR})}$$

o sea, $2 = e^{\mu(\text{CHR})}$

$$\mu(\text{CHR}) = 0.693$$

$$\text{CHR} = \frac{0.693}{\mu}$$

Cálculos Prácticos Utilizando el Concepto de CHR

La tabla a continuación nos da los factores de transmisión correspondientes a distintas cantidades de capas hemirreductoras. Puede notarse que las columnas 2,3, y 4 son equivalentes entre si, solo son maneras distintas de expresar una misma cantidad (fracción, decimal y notación científica), esto es, el factor de transmisión.

FACTORES DE TRANSMISION

Número de capas hemirreductoras	$(1/2)^n$, donde n es el número de capas hemirreductoras		
.1		.93	9.3×10^{-1}
.2		.87	8.7×10^{-1}
.3		.81	8.1×10^{-1}
.4		.76	7.6×10^{-1}
.5	$\frac{1}{1.4}$.71	7.1×10^{-1}
.6		.66	6.6×10^{-1}
.7		.62	6.2×10^{-1}
.8		.58	5.8×10^{-1}
.9		.54	5.4×10^{-1}
1	1/2	0.5	5×10^{-1}
2	1/4	0.25	2.5×10^{-1}
3	1/8	0.125	1.25×10^{-1}
4	1/16	0.062	6.2×10^{-2}
5	1/32	0.031	3.1×10^{-2}
6	1/64	0.015	1.5×10^{-2}
7	$\frac{1}{128}$	0.0075	7.5×10^{-3}

Factores de Transmisión

Número de capas
hemirreductoras $(1/2)^n$, donde n es el número de capas hemirreductoras

8	$\frac{1}{256}$	0.0037	3.7×10^{-3}
9	$\frac{1}{512}$	0.00185	1.85×10^{-3}
10	$\frac{1}{1024}$	0.00092	9.2×10^{-4}
11	$\frac{1}{2048}$	0.00049	4.9×10^{-4}
12	$\frac{1}{4096}$	0.00024	2.4×10^{-4}
13	$\frac{1}{8192}$	0.00122	1.22×10^{-4}
14	$\frac{1}{16384}$	0.000061	6.1×10^{-5}
15	$\frac{1}{32768}$	0.0000305	3.05×10^{-5}
16	$\frac{1}{65536}$	0.0000153	1.53×10^{-5}
17	$\frac{1}{131172}$	0.00000763	7.63×10^{-6}
18	$\frac{1}{262344}$	0.00000381	3.81×10^{-6}
19	$\frac{1}{524688}$	0.0000019	1.9×10^{-6}
20	$\frac{1}{1049376}$	0.00000095	9.5×10^{-7}

Cap. XIII

Ejemplo: Digamos que tenemos en una habitación una fuente de cobalto-60 de 1000 curies. Esta fuente va a quedar expuesta totalmente cada vez que se desea irradiar algún material, animal, etc., a cierta distancia de la fuente.

Dado: la fuente va a quedar a unos dos metros de la pared cuyo espesor deseamos calcular.

Determinar el espesor que debe tener esta pared si la vamos a construir de concreto.

Sabemos que la intensidad a un centímetro de una fuente puntual de Co^{60} es de 12.8 r/mc - hr .

12.8 r/mc/hr a un centímetro de la fuente significa que a un metro de distancia tendremos una intensidad de:

$$\frac{12.8 \text{ r/mc/hr}}{10^4} = \frac{12.8 \times 10^3 \text{ r/curie/hr}}{10^4}$$

Como la fuente en cuestión es de 1000 curies, la intensidad de esta fuente es de:

$$\frac{12.8 \times 10^3 \times 10^3}{10^4} \text{ r/hora, a } \underline{1 \text{ metro}}$$

La pared cuyo blindaje deseamos calcular ha de quedar a dos metros, por lo tanto la intensidad calculada a esa distancia es:

$$\begin{aligned} & \frac{12.8 \times 10^3 \times 10^3}{10^4 (4)} \text{ r/hora, a } \underline{2 \text{ metros}} \\ & = \frac{12.8}{4} \times 10^2 \text{ r/hora} \\ & = 3.2 \times 10^2 \text{ r/hora} \end{aligned}$$

Sabemos que el nivel máximo permisible de exposición es:

100 mr/semana de 40 horas , o sea, 2.5 mr/hr .

$$2.5 \text{ mr/hr} = 2.5 \times 10^{-3} \text{ r/hr}$$

El problema entonces se limita a reducir (mediante el uso de una pared de concreto) una intensidad de 3.2×10^2 r/hr a 2.5×10^{-3} r/hr .

Luego, el factor de transmisión que se requiere es:

$$\frac{2.5 \times 10^{-3}}{3.2 \times 10^2} = 0.8 \times 10^{-5} = 8 \times 10^{-6}$$

Dicho de otro modo, deseamos que la pared en cuestión permita solo 0.000008 de la intensidad incidente (en la pared).

Al referirnos a la tabla anterior, podemos ver que este factor de transmisión corresponde aproximadamente a 17 capas hemirreductoras.

Solo resta conocer el valor de una capa hemirreductora de concreto para Co^{60} . Este valor es 2.6 pulgadas.

Por lo tanto, el espesor de blindaje que se requiere es de:

$$(2.6)(17) = 44.2 \text{ pulgadas de concreto.}$$

REFERENCIAS

1. NBS Handbook No. 73, Protection Against Radiation from Sealed Gamma Sources.
2. Blatz, Hanson, Radiation Hygiene Handbook, 1era. edición, McGraw-Hill Co. Inc., 1959, Secciones 7 y 8.
3. Glasstone, Samuel, Sourcebook on Atomic Energy, 2da. edición, D. Van Nostrand Co. Inc., New York, 1958, pp. 603-605.
4. Braestrup, C. B., y Wyckoff, H. O., Radiation Protection, Charles C. Thomas, Publicador, Springfield, Illinois, 1958, Capítulo 5 y 9.
5. NBS Handbook No. 54, Protection Against Radiation from Radium, Cobalt 60 and Cesium 137.

CAPITULO XIV

DISEÑO DE LABORATORIO

Introducción

Cualquier laboratorio diseñado para desempeñar trabajos que envuelven la utilización de radionucleídos requiere facetas especializadas para:

(1) proteger el personal contra exposición a niveles de radiación, tanto externa como interna;

(2) asegurar la validez de radioanálisis y medidas de radiación.

El grado de modificación requerido depende del tipo y magnitud del programa de radioisótopos, esto es:

(1) tipo y nivel de actividad,

(2) forma química y física de los materiales radiactivos a emplearse,

(3) tipo de manipulación,

(4) número de personas que participan en el programa, y

(5) volumen de trabajo.

Por lo general, se requiere un espacio mayor al de un laboratorio convencional debido a que este tipo de trabajo utiliza equipo especializado (como contadores Geiger, etc.) y exige la necesidad de segregación de procedimientos específicos. Estos requisitos de espacio podrían variar desde un cuarto pequeño hasta edificios enteros.

Para el programa típico de investigación o industrial, sin embargo, un laboratorio de dos o tres cuartos es, por lo general, suficiente.

De más esta indicar la conveniencia de anticipar cambios en el tipo y magnitud de los programas y efectuar las provisiones para modificaciones para cumplir con necesidades futuras.

En este capítulo, nos limitaremos a los principios básicos de diseño y a ilustraciones de programas típicos de investigación, industriales y médicos.

Localización

La importancia de la localización esta gobernada por la clase y magnitud del programa a desempeñarse.

Para un programa típico, no se requiere localización aislada, pero se necesitan consideraciones especiales:

- (1) requisitos de blindaje
- (2) problemas de transporte de envases blindados
- (3) requisitos para el control de efluentes
- (4) proximidad de facilidades asociadas
- (5) requisitos técnicos para asegurar medidas válidas, y
- (6) requisitos de almacenaje de material radiactivo.

Localizar el laboratorio en el primer piso (ground floor) o en el sótano tiene ventajas desde el punto de vista de blindaje - tierra puede ser utilizada como blindaje externo y se pueden reenforzar los pisos para sostener el peso adicional del blindaje que se requiere dentro del laboratorio.

Localización en el piso más alto simplifica problemas asociados con gases, con materiales radiactivos volátiles, etc.

Desde el punto de vista técnico, hay que proteger el equipo de contaje contra las radiaciones que se originan, no solo en los materiales radiactivos que se emplean en el laboratorio, sino en las fuentes almacenadas en el depósito de radioisótopos, en unidades de rayos X, unidades de terapia, en general, en aceleradores de partículas, etc.

El acceso al laboratorio de radionucleídos debe ser fácil y a la vez controlable. Es decir, conveniente para aquellas personas que trabajan en otras facilidades asociadas y fácilmente controlable de acuerdo con los peligros y riesgos existentes.

A veces es conveniente agrupar todos los cuartos de un laboratorio de radionucleídos juntos - - - pero, otras veces es necesario tener un "hot lab" y restringir los demás a niveles bajos de radiación.

Características Generales

1. Debe existir control máximo sobre materiales radiactivos.

Para lograr esto hay que:

(a) evitar depósitos de polvos donde puedan acumularse materiales radiactivos.

(b) eliminar esquinas afiladas, grietas, tubería expuesta, alambres sueltos, etc.

(c) controlar materiales radiactivos que pueden quedar suspendidos en el aire - constringir en sistemas herméticamente cerrados o controlar mediante sistemas de ventilación adecuadas (campanas, etc.).

(d) reducir la exposición externa al mínimo mediante blindaje adecuado y equipo de manejo remoto.

2. Las superficies deben ser fáciles de descontaminar.

Esto se logra:

(a) mediante la instalación de superficies no porosas (pisos, paredes y techos) que sean fáciles de lavar y mantenerlas pintadas.

(b) usando capas de pintura removibles

(c) cubriendo los pisos con linoleo o losetas de vinyl, asfalto o goma, de modo que pueda ser removido en caso de contaminación.

(d) utilizando cera para cubrir superficies.

3. Cuando se emplean emisores de radiaciones gama, los pisos, campanas y bancos de laboratorio tienen que ser capaces de soportar el peso del blindaje requerido.

Muebles

1. Bancos de laboratorio con tomas de corriente.
2. Líneas al vacío; trampas para recoger líquidos radiactivos que puedan ser introducidos en ellas accidentalmente.
3. Los sumideros deben ser de tipo "copa" en acero inoxidable.
4. Las superficies son preferibles en acero inoxidable.
5. Uso adicional de papel absorbente.
6. Uso de bandejas es indispensable, sobre todo cuando se está trabajando con líquidos radiactivos.
7. En aquellos sitios donde la contaminación puede ser considerable, los sumideros deben ser operados con pedales de pie o de rodilla.
8. Blindaje - este varía con el tipo de radiación, con el nivel de actividad y con el tipo de programa. El blindaje puede ser permanente o portátil; de cierre o de barrera.
9. Campanas - estas tienen una doble función: remover el aire contaminado y proveer espacio cubierto para controlar contaminación superficial. El flujo de aire debe ser adecuado y uniforme.

Los factores que influyen en la selección de la localización para una campana son:

- (1) la localización factible de un ducto
- (2) el soporte arquitectónico disponible para sostener el peso del blindaje que se requiera en la campana.

(3) la localización de sistemas de ventilación y calefacción, y finalmente,

(4) la localización relativa de otras operaciones de radioquímica.

Debe evitarse el exceso de codos y curvas en los ductos, ya que esto disminuye la eficiencia del sistema aumentando la resistencia al paso del aire.

El aventador de escape debe estar localizado cerca de la azotea con el fin de mantener presión negativa en el ducto de escape.

El motor del aventador debe colocarse fuera del ducto de aire para evitar contaminación.

La altura óptima de un ducto de escape sobre la azotea depende de una serie de factores que requieren evaluación de cada situación individual.

10. Filtros - si el efluente de la campana es de tal naturaleza que requiere filtración antes de pasar a la atmósfera, los filtros más fáciles de utilizar son los mecánicos. El tipo de filtro a utilizarse depende de las características del efluente. Las cajas de los filtros deben ser fáciles de abrir de modo que no se contamine el área al remover el filtro. Se debe instalar un manómetro permanente a través del filtro para indicar cuando éste ha de ser cambiado. Hay que tomar en cuenta la resistencia del filtro, sobre todo, al seleccionar el motor del aventador. Muchas veces es conveniente filtrar el aire de entrada antes de que este regrese al cuarto.

Las características de flujo de aire de campana son afectadas por corrientes de aire en la vecindad de la cara de la campana. Luego, hay que tener cuidado con ventanas, sistemas de ventilación, calentadores, puertas, etc. El aire extraído por la campana afecta la circulación de

aire del laboratorio. Por esta razón hay que tomar en cuenta este factor al establecer un patrón deseable de circulación de aire.

11. Cajas con guantes - estas se utilizan para bregar con materiales radiactivos en envases abiertos, especialmente de emisores alfa y beta. En estas cajas se mantiene una presión levemente negativa dentro de la caja de modo que no pueda salir aire hacia fuera.

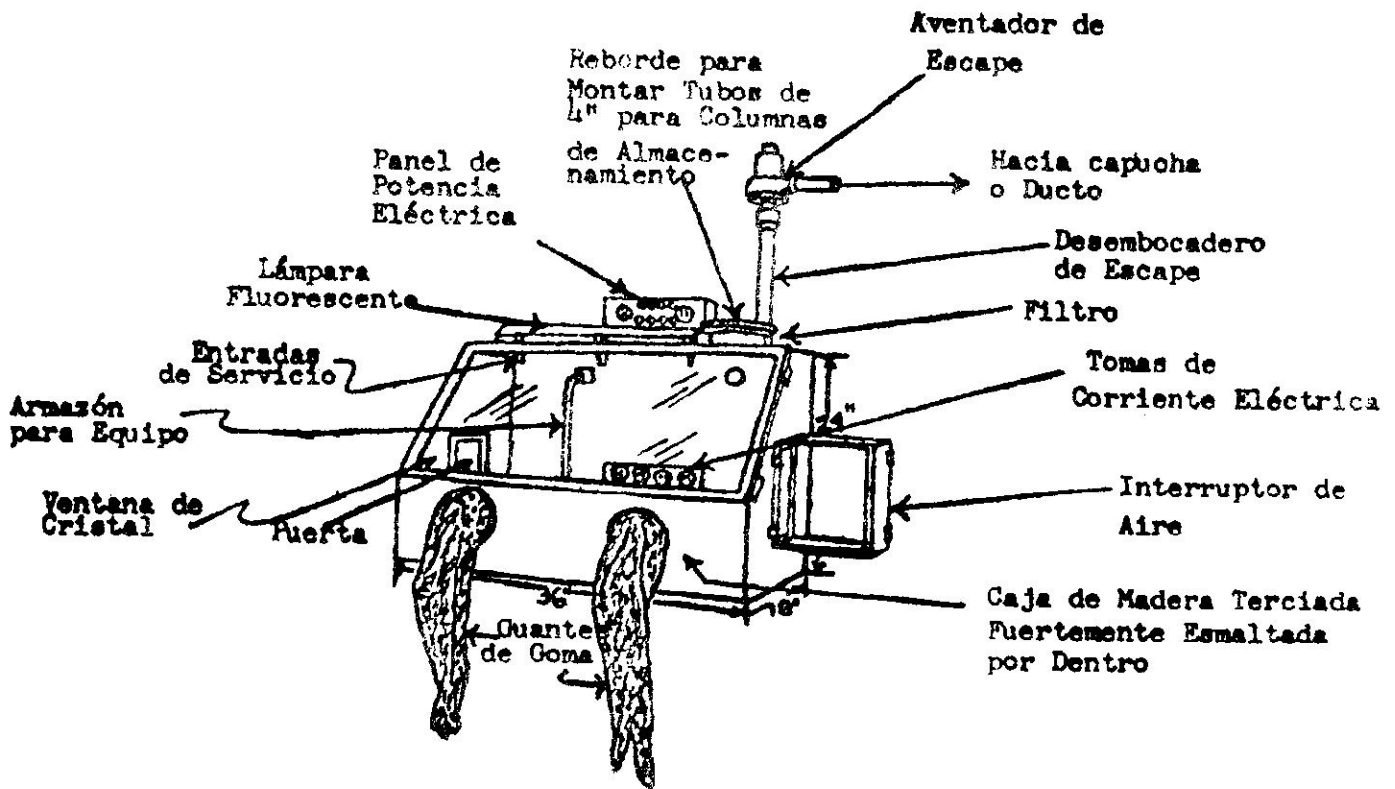


Fig. 1

Ventilación

En el caso de laboratorios típicos de radioisótopos no se requieren sistemas especiales de ventilación. Sin embargo, hay que velar que el aire que entre no ocasione corrientes fuertes. En los casos de programas que envuelven niveles muy altos de actividad se requieren sistemas de ventilación especiales.

El flujo de aire de entrada debe ser siempre menor que el de salida.

Aire que pueda contaminarse no debe nunca ser recirculado.

Es recomendable que el aire pase de áreas de baja actividad a áreas de actividad más alta.

Las salidas de escape no deben quedar cerca de ventanas ni de entradas de aire.

Plomería o Instalación de Cañerías

El programa de radioisótopos debe ser diseñado de tal modo que se utilicen los alcantarillados lo menos posible.

A veces es conveniente tener trampas en la cañería, de modo que al botar un líquido radiactivo, uno cierre la trampa y el líquido pase a un tanque donde se retiene y luego se determina si puede ser eliminado directamente por la cañería general.

Debe haber duchas de emergencia (con desagues en el piso) en sitios estratégicos, de modo que sean accesibles en cualquier momento.

Arreglo o Disposición del Laboratorio

Aunque puede variar considerablemente, se recomienda un área de trabajo de alrededor de 200 pies² por individuo.

Requisitos de Almacenaje

Segregación de cristal y otros aparatos utilizados en trabajos con materiales radiactivos con el fin de impedir que sean utilizados en trabajos que no envuelven radiactividad.

Cuartos especiales para almacenaje adecuado de materiales de niveles altos de actividad.

2. Area para cambiarse de ropa

Para colgar batas de laboratorio, guantes, etc. En un

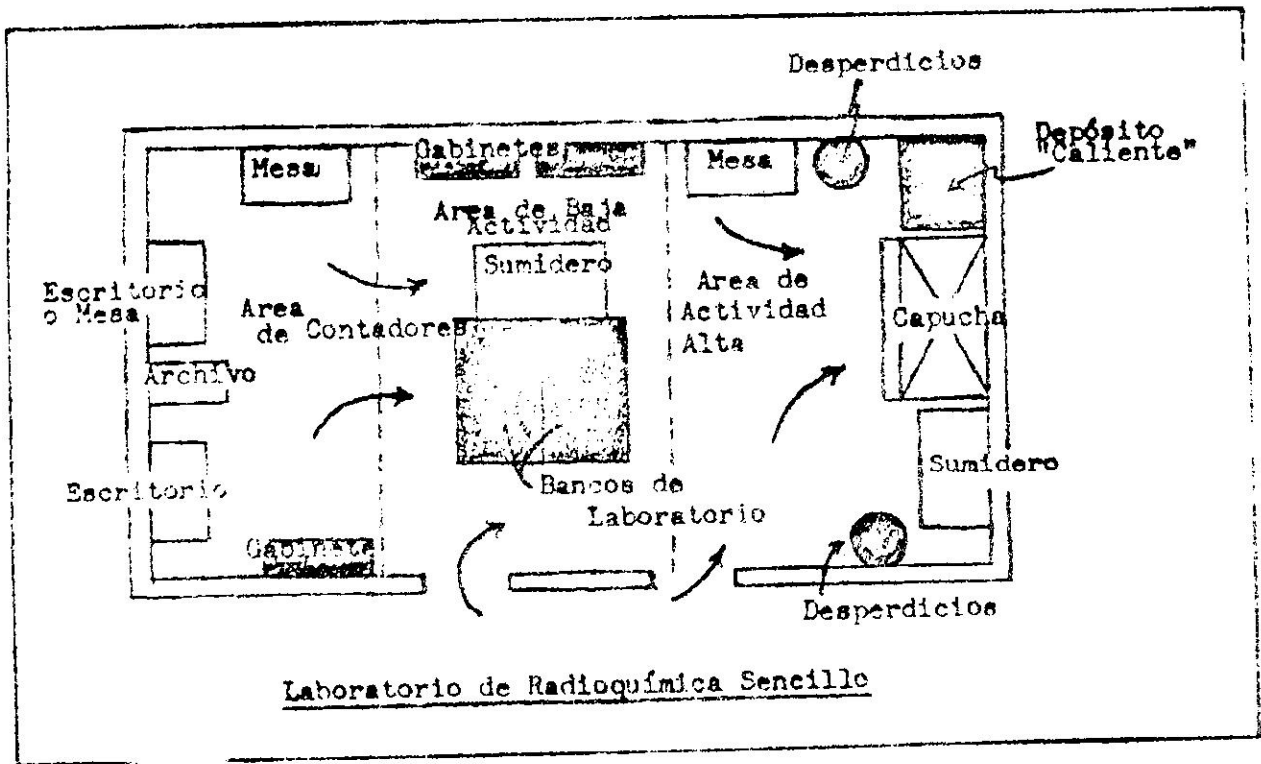
propósito de evitar hasta el mínimo posible los sustitutos y para control de contaminación.

1. El patrón de tráfico debe ser controlado

Las áreas deben tener acceso tener accesibilidad limitada.

2. Plan básico para el diseño de un laboratorio de radioquímica simple

En los diagramas de referencia puede notarse que el trabajo puede segregarse de acuerdo con dirección y nivel de actividad. Lo ideal es tener cuatro separados para nivel alto y nivel bajo de actividad.



Un laboratorio de un solo cuarto puede ser adecuado para trabajar con niveles bajos de actividad de beta de baja energía, unos pocos de mil de betas energéticas o, niveles de mil de gama.

El control de contaminación e interferencia con procedimientos de contaje se simplifica añadiendo un cuarto de contaje.

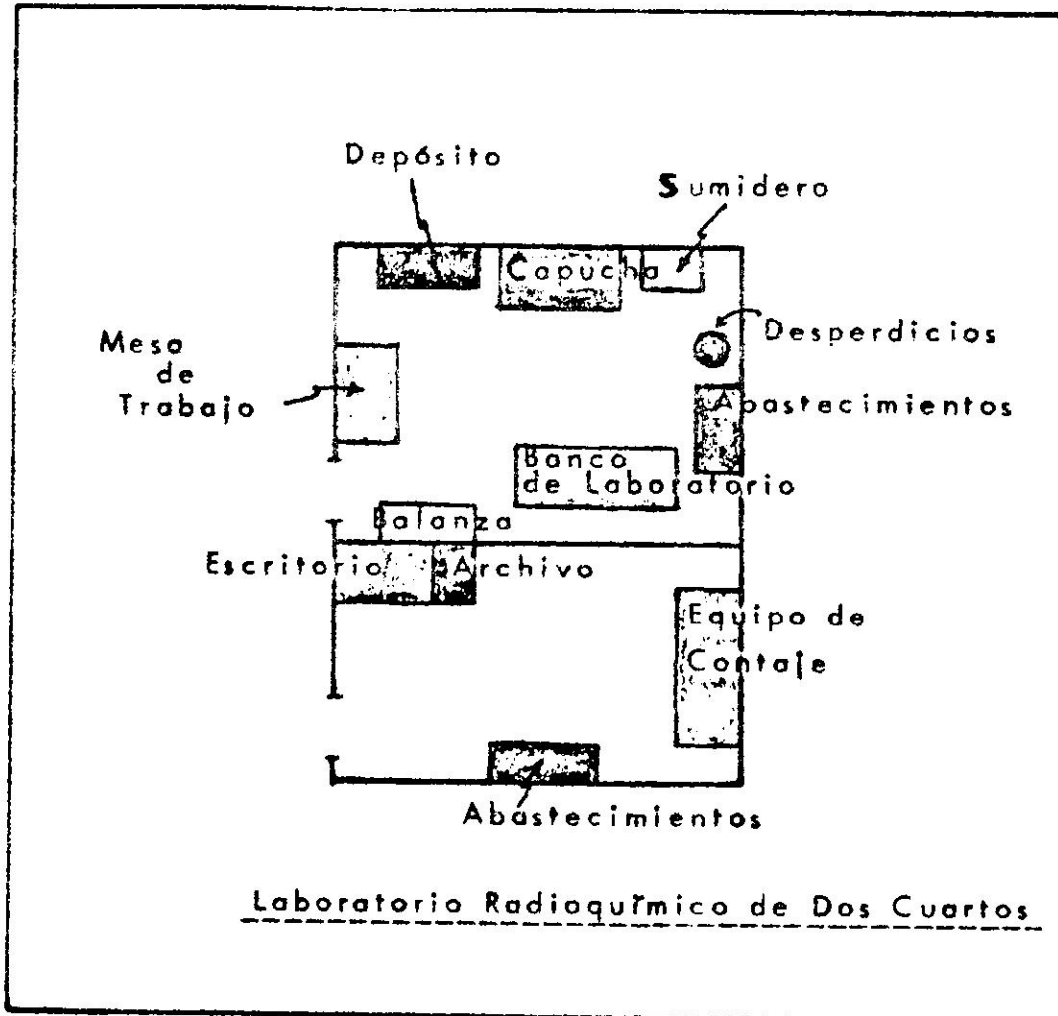


Fig. 5

Si se utilizan niveles de actividad aún más altos, se debe añadir un tercer cuarto de modo que el trabajo quede aún más segregado.

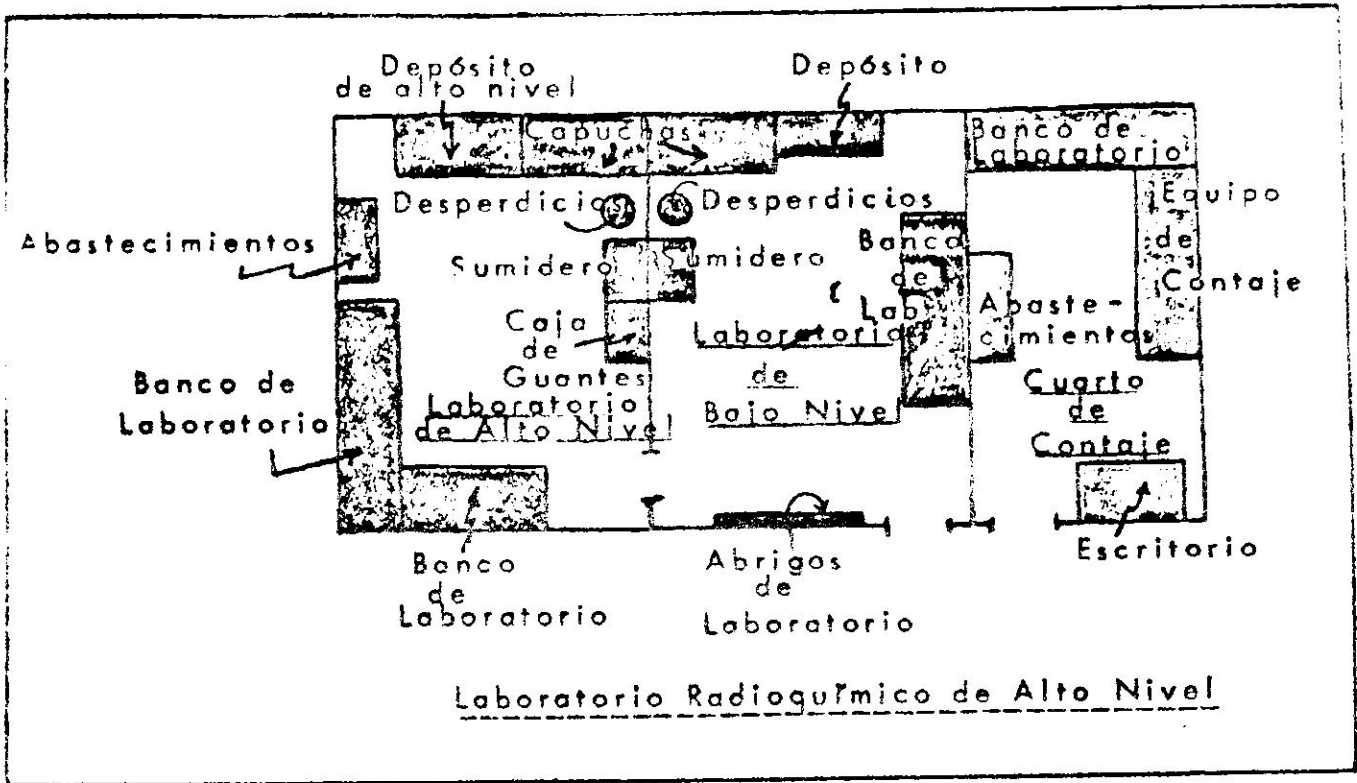


Fig. 4

5. Laboratorios de Radiobiología

Puede darse el caso que se necesite un cuarto para la inyección de los radioisótopos que han sido preparados para administrársele a animales o plantas.

Además, puede necesitarse otro cuarto de baja actividad para la disección de animales o plantas y para la preparación de muestras para análisis.

Es deseable tener un tercer cuarto para contaje.

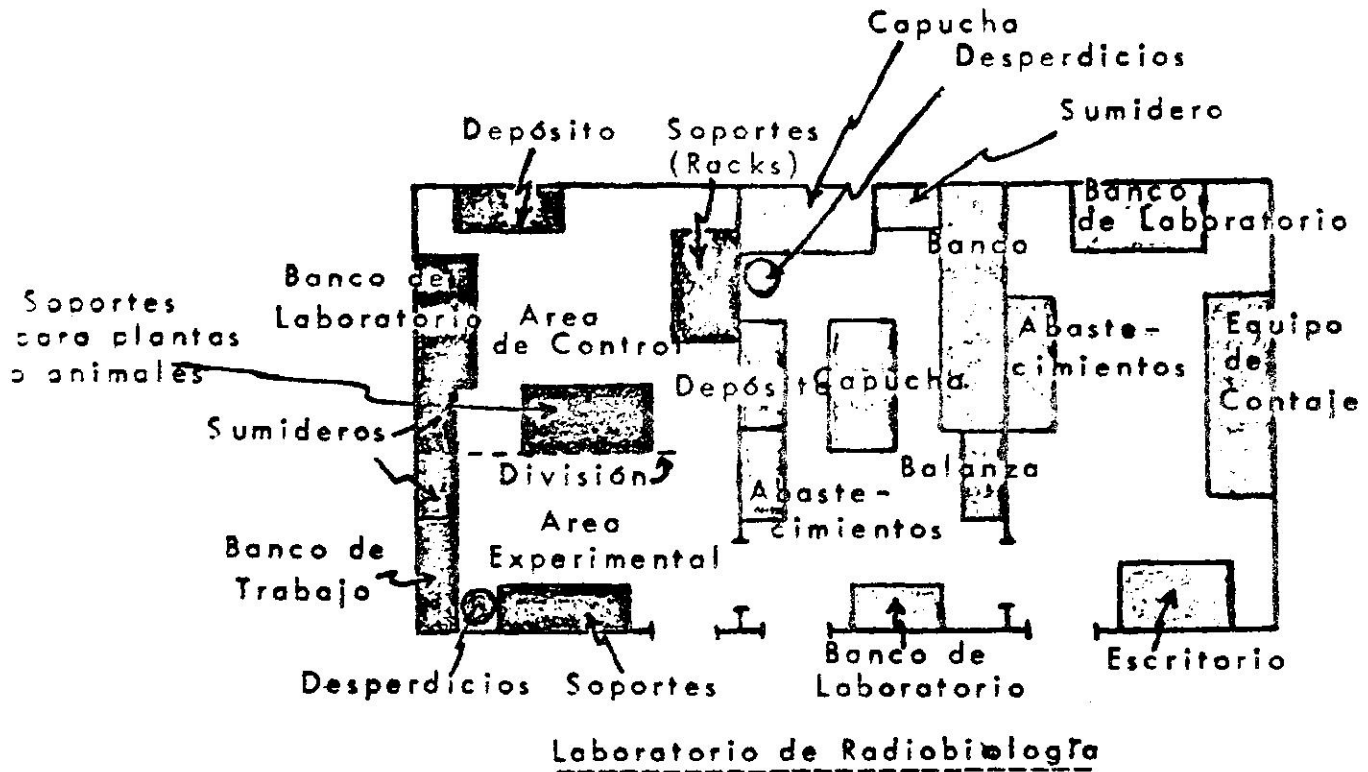


Fig. 5

Puede ser conveniente, además, añadir un cuarto aparte para animales o plantas, otro para almacén de materiales radiactivos, otro para decontaminación de jaulas o para lavar instrumentos grandes, etc.

Puede añadirse también un cuarto oscuro para autoradiografía.

6. Laboratorio Médico de Radioisótopos

Generalmente se desea contar con dos cuartos cuando se han de procesar, calibrar y preparar materiales para ser administrados a pacientes.

El primer cuarto para procesar y almacenar radioisótopos; el segundo para radioanálisis en la estandarización de dosis, mediciones de asimilación y análisis de especímenes.

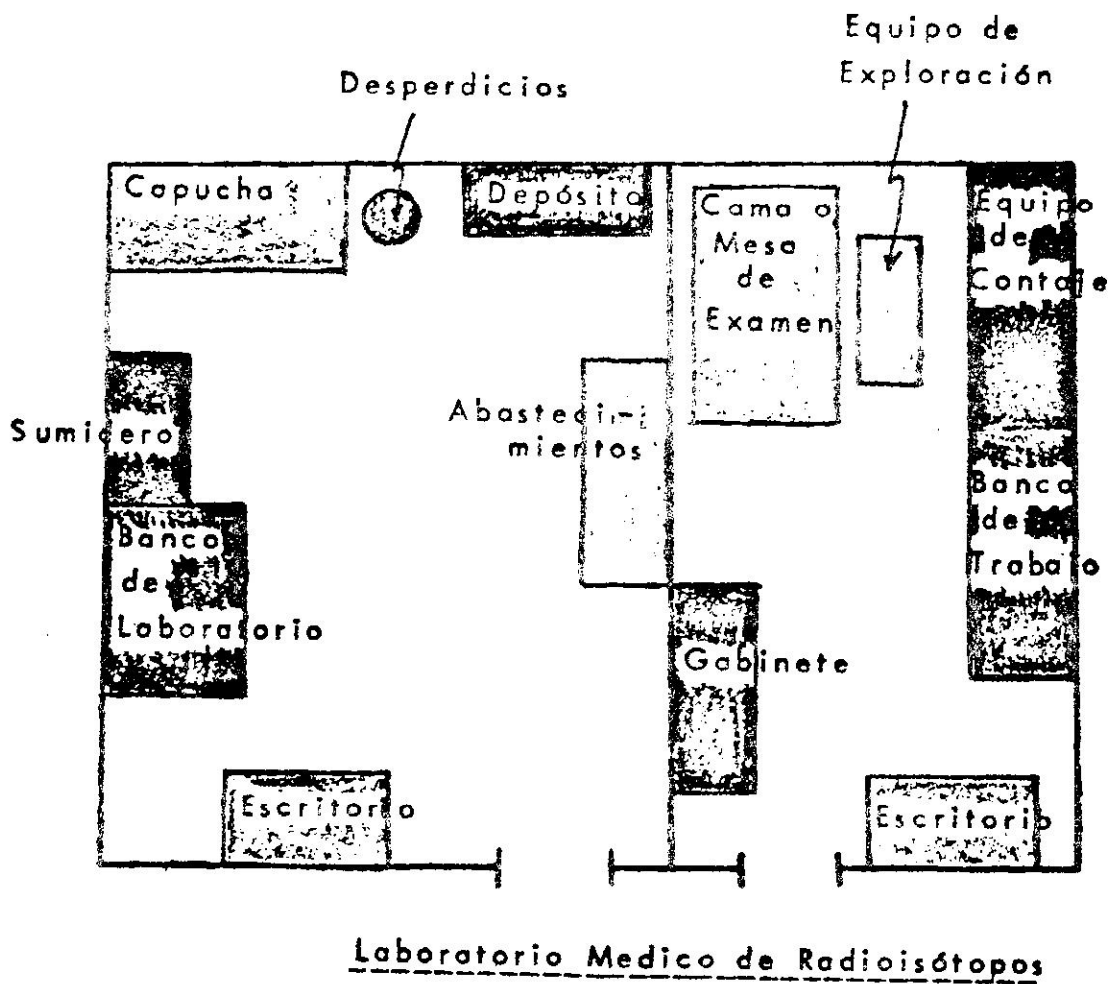


Fig. 5

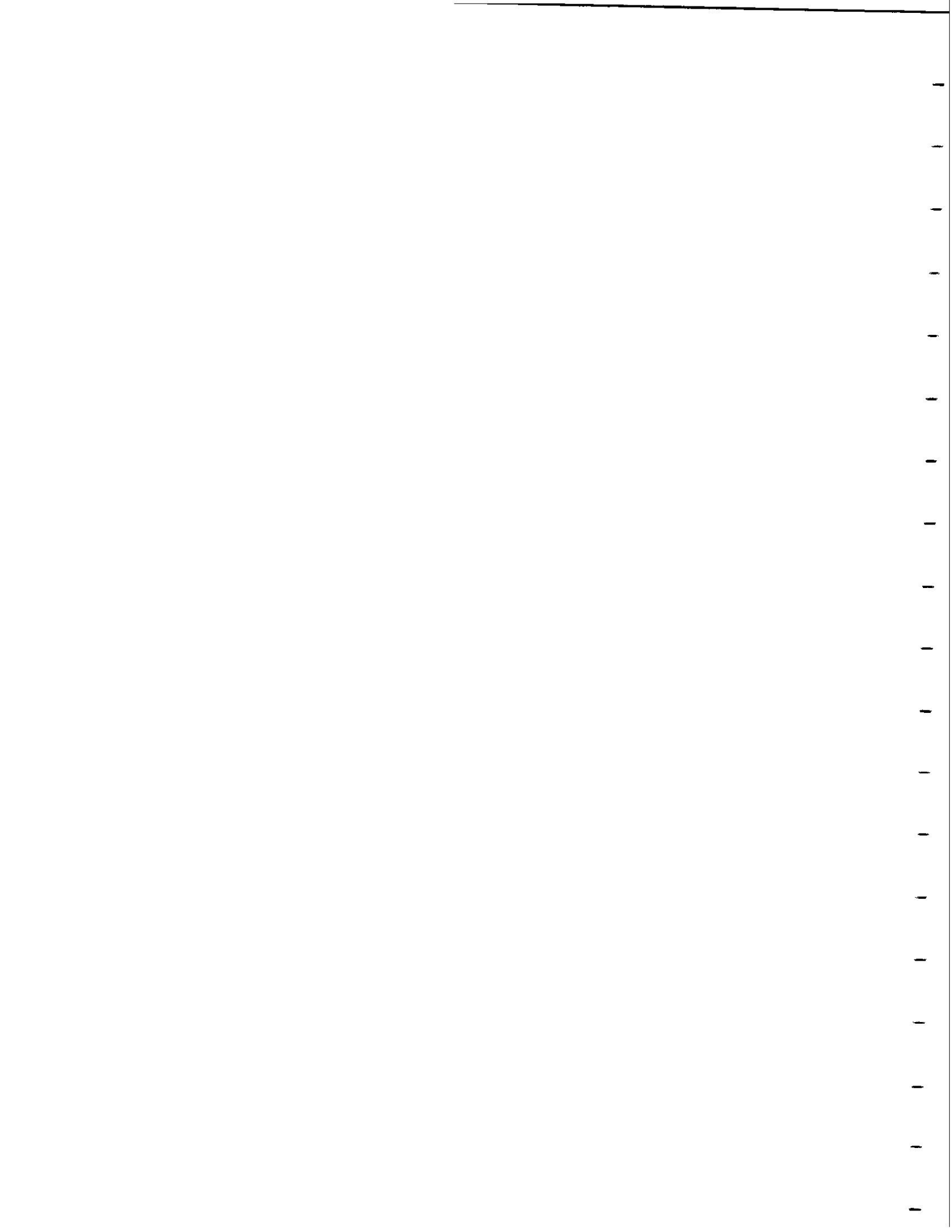
Este plano se puede aumentar a tres cuartos si se desea efectuar los radioanálisis en un cuarto separado del cuarto donde se efectúan las mediciones de asimilación.

Por otro lado, si se obtienen los radioisótopos ya preparados y pre-calibrados, listos para ser administrados, entonces el área puede ser reducida a un solo cuarto.

Si el programa es uno más ambicioso, entonces pueden añadirse cuartos para:

- (1) recibo y almacenaje de materiales radiactivos
- (2) preparación de dosis de alto nivel
- (3) preparación de dosis de bajo nivel
- (4) trazar pacientes
- (5) aislar pacientes
- (6) autopsias
- (7) jaulas de animales
- (8) producción de compuestos rotulados
- (9) contaje de muestras, etc.

En resumen: Independientemente del tipo de laboratorio en cuestión, se desea el mismo principio de segregación de niveles de actividad y de segregación general de procedimientos especializados. En todo caso, debe prestarse atención especial a los requisitos técnicos para así evitar interferencia con mediciones y procedimientos de **contaje**.



CAPITULO XV

DESECHO DE RESIDUOS RADIATIVOS

Introducción

Durante la primavera del 1945 se efectuó en Alamogordo, Nuevo Méjico la explosión que anunció el desarrollo de la utilización de la energía nuclear, el cuál no ha cesado de influir en todos los aspectos de nuestras vidas. Esta explosión dió testimonio del triunfo del hombre al obtener una nueva fuente de energía, la cuál, eventualmente, podría ponerse a la disposición de la Humanidad.

La utilización práctica de la energía nuclear trajo consigo, a su vez, varios problemas técnicos, algunos de los cuales aún no han sido resueltos satisfactoriamente. Uno de estos problemas, quizás el más complejo, es el desecho de residuos radiactivos. Estos materiales, inservibles como fuente de energía en la práctica, si no se desechan adecuadamente, pueden llegar a constituir una amenaza seria a la existencia del hombre en este planeta.

Como es sabido, los efectos múltiples de la exposición a radiaciones ionizantes en el hombre dependen de varios factores.

1. tipo y energía de la radiación
2. área expuesta
3. duración de la exposición
4. exposición previa a radiaciones ionizantes.

La exposición en sí puede ser clasificada como ocupacional o no ocupacional. Se designa ocupacional toda aquella exposición asociada a un trabajo u ocupación que envuelve el almacenamiento, utilización, etc. de fuentes de radiaciones ionizantes. Como no ocupacional se designa cualquier exposición no relacionada con el trabajo u ocupación de la persona y que por lo tanto es un riesgo al que se somete la población en general.

Las dificultades que se encuentran en el intento de desechar materiales radiactivos estriban en la selección de artificios o estructuras geológicas adecuadas para el almacenamiento de los mismos, que a su vez impidan en todo momento el acceso directo o indirecto al ser humano.

El aumento en la utilización de radionucleídos unido a la propagación de instalaciones de reactores nucleares ha traído consigo un aumento colosal en la cantidad de materiales radiactivos para desecho, al igual que en su distribución a través de todo el mundo.

La utilización de radionucleídos incluye terapia, diagnóstico, investigaciones científicas, procesos de control de calidad de productos en la industria y reactores de investigación, de potencia, y de producción de material fisionable. Hoy día, no solo la industria, las fundaciones científicas y las instalaciones de la Comisión de Energía Atómica tienen reactores; las Fuerzas Armadas y las varias universidades también han logrado instalar sus propios reactores.

A pesar de que los niveles de actividad envueltos en la utilización de radionucleídos son relativamente bajos comparados con los niveles asociados a los reactores atómicos, no pueden ser eliminados de la responsabilidad pública.

Fuentes y Naturaleza de Residuos Radiactivos

La naturaleza y características de residuos radiactivos varía considerablemente con respecto a calidad, cantidad, nivel de actividad, nivel de toxicidad, y forma química y física. Los niveles de actividad varían de niveles relativamente bajos (en minas y molinos) durante las etapas preliminares de elaboración del material fisionable, a niveles considerables durante el proceso de fisión y el manejo de materiales que resultan del mismo.

Los desechos radiactivos producidos por la industria de energía atómica poseen tres facetas que los distinguen de los desechos producidos por otras industrias:

(1) su presencia no puede ser detectada por nuestros sentidos ni por muchas de las pruebas que normalmente indican la presencia de un contaminante;

(2) su toxicidad radiactiva es tal que pueden ser clasificados como uno de los tipos de materiales industriales más peligrosos con que el hombre haya bregado jamás;

(3) los desechos radiactivos no pueden ser destruidos.

Ciclo de Utilización de Material Fisionable en la Producción Controlada de Energía - desde la mina hasta su fisión en un reactor o su equivalente.

Desechos en las Operaciones en Minas y Molinos:

En las minas y molinos de uranio, es preciso manejar grandes cantidades de materiales que no son utilizables para obtener una cantidad pequeña del material deseado, esto es, concentrados de uranio.

Los desperdicios radiactivos que se originan en las minas de uranio no son significantes dentro del problema de desecho. Los problemas principales son problemas de protección del minero y están asociados a polvo radiactivo y al gas radón, miembro de la familia radiactiva de uranio.

En los molinos de uranio, el problema de desecho de residuos radiactivos está asociado a aquellas áreas de muestreo, de trituración y de pulverización de la mena, donde se produce polvo radiactivo. Sin embargo, el problema principal es el de polvo de sílice, el cual no es problema radiológico.

Por otro lado, en las áreas donde la mena se somete a procesos químicos, lavados, etc., se producen grandes cantidades de desperdicios en

estado semisólido y líquido - radio es el radioelemento más peligroso en estos efluentes.

Desechos que se Originan en la Preparación de Material Fisionable:

Una vez la mena sale del molino, pasa por etapas subsiguientes de mayor purificación y refinación de las sales de uranio, las cuales hay que procesar aún más hasta separar el U^{235} del U^{238} .

Todas estas operaciones dan lugar a desperdicios radiactivos en forma líquida, de baja actividad específica y volúmenes considerables. Además, aunque en menor cantidad, se producen desperdicios radiactivos en forma sólida en envases, tubería, equipo, etc. utilizados en los distintos pasos de la purificación química.

Elaboración de Elementos de Material Fisionable:

Una vez se ha procesado el uranio en la planta química, se utiliza, ya sea como metal puro, como óxido o en forma de aleación, en la elaboración de elementos de material fisionable para ser utilizados en la coraza de un reactor.

Esta etapa de elaboración puede incluir procesos para derretir, moldear, estirar y limpiar metales con ácidos. Cada uno de estos procesos es fuente de desperdicios contaminados con uranio en forma de líquidos, sólidos, polvos, humos, etc. Dado el costo tan alto del uranio metálico, muchos de estos desperdicios son sometidos a procesos de recuperación del uranio presente y solo aquellos que no ofrecen cantidades lo suficientemente altas para hacer la recuperación económicamente deseable, presentan problemas de desecho.

Dada la media vida tan larga del uranio, estos desperdicios tienen una actividad específica extremadamente baja al compararse con los productos

de fisión en un reactor. Esta característica del uranio reduce considerablemente los problemas de desecho asociados a la elaboración de elementos de "combustible".

Operaciones de Reactores:

Los neutrones producidos durante el proceso de fisión son absorbidos en la reacción en cadena o capturados por otros componentes estructurales (moderador, blindaje, elementos de control) del reactor en sí dando lugar a la producción de radionucleídos de los elementos absorbentes. Estos materiales radiactivos tienen que ser desechados eventualmente como desperdicios radiactivos.

En cuanto a los elementos de combustible en sí, llega el momento en que no contienen suficiente material fisiónable y hay que sacarlos de la coraza del reactor. No obstante, estos elementos "gastados" no son considerados desperdicios pues son enviados otra vez a la planta de elaboración de elementos de combustible para ser desmantelados y para repurificar el contenido de uranio que aún le queda. Por lo tanto, los elementos de combustible gastado de un reactor no constituyen desperdicio radiactivo en sí - solo que al ser "re-elaborados" y repurificados, los procesos que se emplean dan lugar a materiales de desecho radiactivo.

Luego, los desechos radiactivos de un reactor surgen verdaderamente en los materiales que rodean la coraza - líquidos o gases empleados para enfriar, moderador, blindaje, etc. Los radionucleídos específicos envueltos varían con el tipo de reactor y con los materiales estructurales que éste alberga.

Procedimientos Químicos para la Repurificación de Material Fisiónable:

Como ya hemos mencionado, no importa el tipo de reactor, llega el momento en que cada elemento de combustible ha de ser considerado como

"gastado". Esto no quiere decir que ya no contiene material fisionable, sino que la cantidad que resta no es suficiente para sostener una reacción en cadena. No obstante la cantidad de material fisionable es lo suficientemente alto para que se justifique su repurificación.

Durante estos procedimientos de repurificación, se producen desechos radiactivos en forma de gases, líquidos y sólidos.

Utilización de Radionucleídos

No cabe duda que al mismo tiempo que se han extendido y difundido los programas de utilización de radionucleídos, se ha ido aumentando y complicando el problema de desecho de residuos radiactivos.

Campo de la Medicina

Las cantidades de radionucleídos que se utilizan varían desde cantidades ínfimas con propósitos de diagnóstico hasta cantidades enormes, de miles de curies, utilizados en unidades de terapia de cáncer.

Industria

La utilización de radionucleídos en el campo industrial envuelve radiografía, marcadores luminosos, varios tipos de indicadores de niveles, etc.

Laboratorios de Investigación

En este tipo de laboratorio, se usan principalmente cantidades pequeñas de actividad debido a que su principal utilización es la de trazar reacciones químicas, procesos biológicos, bioquímicos, etc.

En resumen, la cantidad de desecho radiactivo que se origina del uso de radionucleídos es excesivamente pequeña al compararse con la cantidad que se produce dentro de todo el programa de energía nuclear. Sin embargo, la distribución generalizada de estos radionucleídos crea una responsabilidad pública que no puede ser ignorada.

Otras Fuentes

Siempre existe la posibilidad de contaminación de edificios completos con radionucleídos de media vida larga. En estos casos, aunque sumamente raros, el edificio completo constituye un desecho radiactivo.

Además, los reactores de naves nucleares constituyen una fuente adicional de desechos radiactivos. Con el aumento que se prevee habrá en la fabricación de este tipo de nave, aumentará la cantidad de desechos radiactivos que provienen de esta fuente.

Métodos de Desecho

Los dos objetivos principales en el manejo de desechos radiactivos son la protección del hombre y su medio ambiente, y economía. Estos objetivos van fuertemente entrelazados. Si la energía atómica ha de competir con la energía industrial del presente, las operaciones de desecho de material radiactivo tienen que ser económicas. Por otro lado, a pesar de que la protección radiológica es costosa, no ofrecer protección adecuada puede resultar en un aumento considerable en el costo final de una operación nuclear.

En vista de que no existe procedimiento alguno mediante el cual la desintegración radiactiva pueda ser retardada o acelerada, cada vez que se producen desperdicios radiactivos solo existen dos alternativas: diluir y dispersar o concentrar y almacenar.

La primera alternativa consiste en tornar inofensivo el desecho radiactivo diluyéndolo en un medio pasivo, como agua o aire, y luego liberarlo ya sea a tierra, agua o a la atmósfera.

La segunda envuelve la separación de los componentes radiactivos del desecho, y la concentración y almacenaje del concentrado hasta que el proceso natural de desintegración radiactiva lo torne inofensivo.

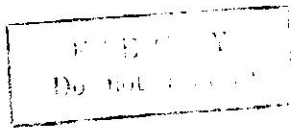
Antes de decidir cuál de estas dos alternativas adoptar en un caso específico, hay que considerar aquellas características del mismo que constituyen la clave del manejo de desperdicios radiactivos--la concentración de radiactividad, la cantidad total de radiactividad, la composición isotópica y naturaleza química del desperdicio.

Las tres consideraciones básicas en el manejo de desperdicios son:

1. La concentración máxima permisible de los isótopos específicos en el hombre y sus órganos.
2. La cantidad y naturaleza específica del desperdicio radiactivo bajo consideración.
3. La evaluación cuantitativa de las características físicas, químicas y biológicas del medio ambiente en que el desperdicio ha de producirse y manejarse. La posibilidad de concentración de materiales radiactivos por parte de organismos biológicos (peces, plantas, etc.) al igual que por medio de absorción e intercambio iónico sobre sedimentos canalizados a lo largo de arroyos y ríos, no puede ser pasada por alto.

Para poder asegurarse de que se está cumpliendo con los standards establecidos en la primera de las consideraciones arriba mencionadas, el manejo adecuado del desperdicio tiene que incluir la identificación adecuada y la descripción cuantitativa especificada en la segunda y tercera consideración. Dada la variabilidad tan considerable no solo de los desperdicios en sí, sino del medio ambiente en que se producen, esta evaluación tiene que ser efectuada individualmente, para cada desperdicio.

El método de "diluir y dispersar" es aplicable a desperdicios de bajo nivel siempre que el ambiente que ha de servir de recipiente posea la capacidad de dilución apropiada. En la práctica se acostumbra introducir un factor de reducción entre 10 y 100 a los niveles máximos permisibles



publicados por el Comité Internacional de Protección contra las Radiaciones (ICRP) y el Comité Nacional de Estados Unidos de Protección contra las Radiaciones (NCRP), siempre que esté bajo consideración la población en general.

En aquellos casos en que los factores de dilución no son determinados con anticipación y el sitio es uno donde materiales radiactivos representan un peligro, estos materiales deben ser liberados sólo a niveles inofensivos, considerando entonces la dilución natural del ambiente solamente como un factor adicional de seguridad para la protección contra accidentes.

Los dos principios cardinales envueltos en operaciones de desecho de materiales radiactivos en instalaciones nucleares son:

1. Se dispersará al medio ambiente la cantidad mínima de radiactividad que sea práctico eliminar, y
2. La continua y periódica constatación de niveles de radiactividad en el medio ambiente es absolutamente necesaria de modo que pueda garantizarse que se siguen fielmente los criterios de manejo adecuado y que se están observando standards aceptados.

Se acepta generalmente que la liberación o dispersión adecuada de desperdicios de altos niveles de radiactividad en el medio ambiente no es factible y que la factibilidad futura parece estar bastante remota. Por esta razón, parece ser que el almacenamiento en tanques continuará siendo una parte integral de cualquier esquema final de desecho. El almacenamiento o método de desecho para desperdicios de alto nivel, para ser satisfactorio, tiene que asegurar esencialmente un 100% de confinamiento durante alrededor de 100 años y un porcentaje de confinamiento bien alto durante los siglos porterioros. Por lo tanto, la selección de métodos y

sitios verdaderamente seguros para el almacenamiento y manejo de desperdicios de alto nivel demanda una evaluación hidrológica y geológica may cuidadosa de cada método y cada sitio de manera que pueda proveerse el grado de aislamiento deseado al igual que una confiscación mínima de recursos minerales.

A continuación mencionaremos los métodos de desecho utilizados en las principales instalaciones nucleares de Estados Unidos y países extranjeros.

Métodos de Desecho

Molinos de Uranio

Los restos o desechos radiactivos que se producen durante la separación del uranio, son vaciados en estanques donde los sólidos se asientan y el exceso de agua (menos la cantidad que se pierde mediante filtración, evaporación y neutralización) se deja que desborde el dique.

Los restos líquidos son desechados mediante liberación directa y/o filtración subterránea.

Preparación o Elaboración de Material Fisionable

En algunos casos se vacían los líquidos radiactivos en estanques; también se emplean fosas de almacenamiento que sirven para remover y almacenar los sólidos que se asientan; luego se neutralizan estos sólidos que se depositan y se bombean directamente a un foso del cual se trasiega agua a un pozo de agua clara, virtualmente libre de sólidos y radiactividad.

En algunos sitios los desperdicios sólidos son vaciados en fosos cavados en arcilla cuyo interior ha sido cubierto con láminas de acero para impedir la filtración de líquidos contaminados a la meseta de agua.

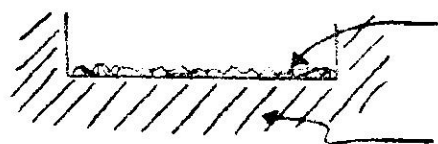
Desperdicios contaminados que son combustible son a veces quemados en un incinerador.

En Los Alamos -- los desperdicios líquidos son tratados químicamente, neutralizados y precipitados; el sedimento es vaciado en tambores de acero y transportados al vaciadero para ser enterrados.

El aire contaminado con plutonio es filtrado y vaciado en la atmósfera a través de chimeneas de 50 pies de altura.

En algunos sitios los líquidos radiactivos son vaciados en envases los cuales son vaciados a su vez en estanques de sedimentación (una fosa abierta); el líquido que se desborda pasa directamente a ríos, etc.

fosas abiertas



sólidos contaminados

arcilla sumamente densa

Los efluentes líquidos que se originan de reactores enfriados por agua son retenidos en estanques de una a tres horas, luego se vacían directamente en algún río cercano o en trincheras o fosas donde se cuele dentro de la tierra; esto provee descontaminación mediante filtración e intercambio iónico antes de que el líquido llegue al río.

En algunos casos los gases contaminados son vaciados directamente a la atmósfera.

Sólidos contaminados, tales como papel, equipo de laboratorio, guantes, etc. son, a veces, enterrados en trincheras poco profundas.

En otras ocasiones, los líquidos contaminados son evaporados para concentrar el componente radiactivo, el cual se mezcla con cemento y se envasa en tambores de acero que eventualmente son lanzados al océano. Lo mismo suele hacerse con materiales radiactivos sólidos.

En el caso de grandes volúmenes de líquidos contaminados considerablemente, suelen utilizarse tanques de concreto armado construídos bajo tierra y revestidos de acero o de otro material que no reaccione con el líquido a almacenarse. Estos tanques suelen tener capacidades de 500,000 a 1,000,000 galones y resultan sumamente costosos debido a la inspección continua que requieren ya que no puede tolerarse fractura o escape.

Hay sitios donde los volúmenes grandes de líquidos contaminados con bajo niveles de radiactividad son encauzados hacia una planta de tratamiento, la cual utiliza una modificación del proceso standard que se utiliza para tratar el agua en plantas de purificación de aguas negras.

Hay ocasiones en que los gases contaminados requieren retención temporera en tanques, luego filtración y lavado antes de ser vaciados a la atmósfera.

Desde el punto de vista económico, los métodos que emplean mar o tierra para enterrar materiales radiactivos que han sido incorporados en concreto, presentan un problema. Se han llevado a cabo estudios de costos comparativos de desecho en el mar y en tierra, considerando factores tales como carga, almacenaje y transportación por varias vías. Los resultados indican que el desecho en mar es considerablemente más barato que en tierra.

Además pruebas que se han efectuado indican que no es probable que se creen riesgos debido a escape de radiactividad de bloques de concreto debidamente construídos, ya sean estos enterrados en mar o en tierra.

Gran Bretaña

Los desperdicios radiactivos de bajo nivel son tratados químicamente y decontaminados parcialmente hasta niveles permisibles antes de ser descargados en ríos.

Los sedimentos o precipitados resultantes son deshidratados mediante congelación y envasados en tambores de acero, los cuales son transportados a la costa oriental de Inglaterra y desechados en el Canal de la Mancha.

Los líquidos de actividades mayores son envasados en tambores de 5 galones; luego el líquido de estos tambores se recoge en cal y se coloca en envases más grandes blindados con concreto, descartándose finalmente en el Canal o en el Océano Atlántico.

Los desperdicios de niveles intermedios son tratados por coagulación hasta que puedan ser vaciados en el Támesis. Los de niveles altos son tratados mediante técnicas especiales de precipitación en una planta aparte de tratamiento, luego el filtrado pasa a un evaporador.

En la instalación nuclear de Windscale, todos los desperdicios radiactivos que no sean los que se producen durante la re-elaboración de elementos de combustible, son neutralizados y vaciados en tanques de retención donde se le añade alumbre; de aquí pasan a través de unidades de sedimento y son descargados alrededor de tres millas de la costa británica en el Mar Irlandés.

Dinamarca

Los desperdicios de bajo nivel son diluidos y descargados al sistema de alcantarillados.

El método utilizado para los otros tipos de desperdicio consiste en concentración mediante evaporación; luego el concentrado se mezcla con concreto y se envasa en tambores para ser almacenados sobre tierra.

Noruega

Los desperdicios contaminados con I-131 son retenidos y almacena-

Los efluentes de bajo nivel son tratados químicamente y canalizados hacia una unidad de filtración; los sedimentos que se producen son almacenados en tambores y retenidos para ser desechados en el mar.

Suecia

Aquí se acostumbra evaporar y luego almacenar los desperdicios radiactivos en tanques de acero a prueba de ácido construídos bajo tierra en excavaciones hechas en roca.

Los sedimentos son vaciados en tanques de acero para evaporación y almacenaje del concentrado.

Los desperdicios de los laboratorios de alto nivel, los condensados y otros desperdicios radiactivos son sometidos a evaporación. Si el efluente o condensado contiene un nivel de radiactividad lo suficientemente bajo, se descarga a un canal cercano. El concentrado que se obtiene de la evaporación es almacenado.

Francia

Los desperdicios líquidos de bajo nivel son tratados químicamente siguiendo las prácticas de Gran Bretaña. El líquido decontaminado es transportado por un camión y descargado al sistema de alcantarillados para ser tratado junto a los demás desperdicios de París antes de ser liberados al Sena.

El sedimento es deshidratado y envasado en tambores de acero de 55 galones, los cuales se almacenan sobre tierra.

En otra instalación nuclear, los desperdicios son evaporados; los de alto nivel son incrustados en formaciones de vidrio seguido por formaciones de cerámica; también se emplea la calcinación.

Países Bajos

Aquí, las condiciones de agua de tierra son tales que el desecho de desperdicios radiactivos en tierra no es factible.

Los desperdicios de bajo nivel son evaporados; los constituyentes sólidos son almacenados en tanques sobre tierra.

Bélgica

Los desperdicios de bajo nivel son tratados químicamente siguiendo la práctica británica.

Los de nivel intermedio son tratados mediante precipitación de fosfato de calcio, de sal de hierro y filtración con carbón.

Los de nivel alto son almacenados.

Alemania

El uso extenso de las aguas subterráneas como fuente de abastecimiento de agua elimina la utilización de la tierra para desecho de desperdicios líquidos. De aquí que la práctica generalizada en este país es esencialmente almacenaje, ya sea en forma líquida o sólida.

En algunos casos se utilizan fosas abiertas.

REFERENCIAS

1. Glasstone, Samuel, Sourcebook on Atomic Energy, 2da. edición, D. Van Nostrand Co. Inc., New York, 1958, pp. 605-608.
2. Blatz, Hanson, Radiation Hygiene Handbook, 1era. edición, McGraw-Hill Co. Inc., 1959, Sección 21.
3. NBS Handbook No. 49, Recommendations for Waste Disposal of P-32 and I-131 for Medical Uses.
4. NBS Handbook No. 53, Recommendations for the Disposal of Carbon-14 Wastes.
5. NBS Handbook No. 58, Radioactive - Waste Disposal in the Ocean.

CAPITULO XVI

NOCIONES BASICAS DE RADIOBIOLOGIA

Introducción

La radiobiología es una disciplina la cual Bacq y Alexander (1961) comparan con el ojo de un insecto, el cual está compuesto de un número considerable de pequeñas facetas cada una de las cuales contribuye al cuadro visual general.

El campo de radiobiología está constituido por las contribuciones de una gran variedad de campos de investigación. Entre estos encontramos aquellos dedicados a los aspectos básicos, los mecanismos, las interacciones, los efectos, la protección, los tratamientos. En fin, las investigaciones en dicho campo surgen de un sinnúmero de enfoques e intereses. Al hacer una presentación de "nociones básicas" para un curso de esta naturaleza no se ha pretendido ser exhaustivo ni se ha eludido la parcialidad en la selección.

Como este prontuario comprende lo básico de los aspectos físicos de la radiación en otra sección, esta sección se limitará exclusivamente a la discusión de las nociones básicas de la interacción de la materia viva con la radiación, y los fenómenos que se consideren peculiares a los sistemas biológicos.

Ya que la ambición del radiobiólogo es tratar de comprender toda la secuencia de reacciones iniciadas por radiación, desde el momento en el cual se absorbe la energía hasta sus efectos finales, naturalmente es ésta una disciplina muy compleja.

Demás está decir que al igual que en las mayoría de las disciplinas queda mucho por explicar en el campo de la radiobiología. Sin embargo si

fueramos a seleccionar características universales para la interacción de la radiación con la materia, entre ellas ocuparía un rol estelar el hecho de que dosis relativamente pequeñas producen cambios de magnitudes sorprendentes, en algunos sistemas biológicos. Quizás la base de la explicación a este fenómeno pueda encontrarse en lo que según Hollaender (1959) caracteriza el material biológico. Esto es el hecho de que dentro de sistemas biológicos hay un "turnover" relativamente pequeño de energía y sin embargo existe un alto grado de armonía el cual logra un grado máximo de autoregulación. Los sistemas biológicos en cualquier nivel de organización son altamente complejos y muy organizados.

Aunque se ambiciona poder llegar a la explicación de los mecanismos que están envueltos en las relaciones entre la radiación y el material biológico, muchos aspectos de este problema están aún a un nivel de cierto grado de superficialidad, esto es, en una etapa puramente cualitativa. Bacq y Alexander (1961) ofrecen un diagrama (Fig. 1) comenzando con la absorción inicial de energía por parte de un organismo hasta llegar a las expresiones finales de dicha interacción.

Este diagrama deja ver claramente que para tratar de dilucidar los mecanismos envueltos es necesario recurrir al nivel celular, ya que es la célula dentro de su organización como tal la unidad de forma y función en los organismos.

El efecto más obvio de la radiación en una célula es su muerte; este cambio aunque drástico es difícil definir en las células individuales. En bacterias se hace a través del conteo del número de colonias que se forman o no se forman en una placa; la reducción en el número de colonias deja aún la duda si se mató a la célula original, o si fue que perdió su

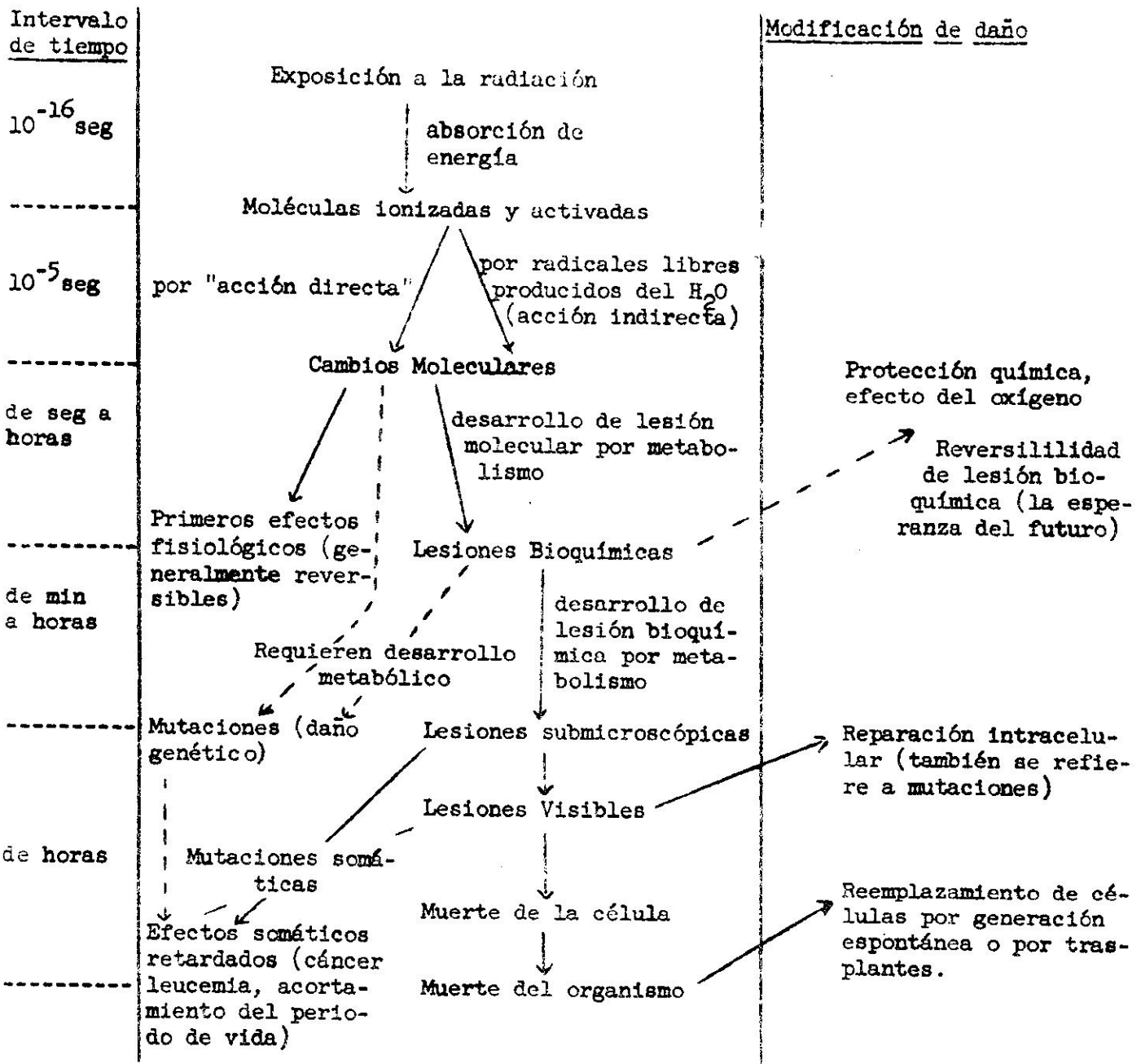


Fig. 1 Diagrama de Bacq y Alexander

habilidad para reproducción. Medidas del metabolismo de éstas, antes y después de su exposición a la radiación, darían una mejor indicación de si el organismo murió bajo una dosis dada o no. Este tipo de estudio se puede llevar a cabo con bacterias y células que tienen un período de duración relativamente corto; pero en el caso de células que pueden existir durante períodos largos sin llevar a cabo la reproducción es importante estudiar otros efectos, esto es, la diferencia que exista en todos los aspectos de las células antes y después de la radiación.

Una característica sobresaliente es la sensibilidad tan variada que despliegan los distintos organismos a radiación ionizante. El criterio que se utiliza como medio de comparación en estudios de radiación está representado por LD50/30. Este símbolo representa la dosis letal que se requiere para matar el 50% de los organismos bajo estudios durante 30 días. La razón por la cual se escoge el 50% y no el 100% es porque en cualquier muestra de organismos existen variaciones naturales. Alexander (1957) ofrece en su libro la siguiente tabla. El expresa la dosis en roentgens, la cual no es realmente la mejor dosimetría para utilizarse con material biológico.

Aún los distintos tejidos de un mismo organismo en cultivo despliegan gran variación; los linfocitos de mamíferos requieren 300r mientras que algunas células epidermales requieren 5,000r para satisfacer el criterio de LD50/30.

Hasta la fecha no se ha encontrado una explicación satisfactoria para esta variación tan amplia en la sensibilidad a radiación.

Tabla I

Resistencia a radiación por diferentes
animales y microorganismos

	Dosis necesaria para el LD50/30
Mamíferos	200-1,000r
Peces dorados	700r
Rana	700r
Tortuga	1,500r
Salamandra	3,000r
Caracol terrestre	10,000r
Levadura	30,000r
Bacterium coli	10,000r
Musca frutera (adulto) y otros insectos	60,000r
Amiba	100,000r
Paramecio	300,000r

Es pues en busca de explicación a fenómenos como el mencionado que se ha recurrido a la investigación al nivel celular y molecular, ya que una célula, como se ha dicho anteriormente, es la unidad estructural y funcional biológica y el nivel molecular se justifica ya que el material biológico está hecho de moléculas al igual que todo material aunque con cierto grado de organización exclusivo.

Al nivel descriptivo de la célula se pueden enfocar una serie de fenómenos que tienen ya reconocimiento por su universalidad.

Las consecuencias de la radiación en este nivel pueden recorrer un vasto campo de interacciones: (1) total recuperación de la célula sin

alteración en sus capacidades funcionales, (2) alteraciones en ciertas funciones durante la vida de esa célula particular (como alteraciones en metabolismo, etc.) pero que no se expresen en las células subsiguientes que la célula produzca, (3) alteraciones en el material genético de tal manera que la próxima generación manifieste cambios en algunas de sus funciones, (4) daño en el mecanismo de reproducción de manera que aunque la célula conserve su período de vida, pierda su capacidad reproductora, (5) acortamiento en el período de duración y pérdida de la capacidad de reproducción, (6) la muerte de la célula.

A manera de repaso general, debemos recordar los siguientes puntos sobre la radiación:

1. De acuerdo con el principio Grothus-Draper la única radiación capaz de interactuar con algún material es aquella que dicho material sea capaz de absorber. Por lo tanto en casos de absorción selectiva en ciertos tipos de radiación, solo nos concierne aquella radiación la cual el sistema bajo estudio es capaz de absorber.

2. Consideremos dos tipos de radiación: la ionizante y la no-ionizante.

Se caracteriza la ionizante por la magnitud de su energía la cual es capaz en muchos casos de sacar algún electrón de su orbital y por lo tanto producir iones. En esta categoría están las radiaciones α , β , γ y rayos X.

No ionizantes son aquellas radiaciones cuyas magnitudes de energía son de tal naturaleza que no pueden extirpar electrones de los orbitales aunque si pueden promoverlos a un nivel más alto de energía y por lo tanto producir estados excitados o aumentar las vibraciones en moléculas. En esta categoría están comprendidos los rayos ultravioletas (algunos) y los infrarojos.

3. La absorción de las radiaciones no ionizantes suele ser de

naturaleza selectiva y por lo tanto este fenómeno ofrece un medio de aplicaciones cualitativas y cuantitativas. En el nivel cualitativo esta absorción selectiva nos permite el análisis de "espectros de absorción" de una sustancia o sustancias dadas. Se logra analizar el espectro de absorción de una sustancia usando espectrofotómetros, los cuales nos proveen un perfil sobre la absorción selectiva por parte de una sustancia a las distintas regiones del espectro electromagnético. Estos perfiles proveen información sobre la estructura y caracterizan la sustancia. De este tipo de estudio es que se obtiene la información, por ejemplo, de que el DNA absorbe máximamente en 260 $\mu\mu$ o 2600Å, que la gran mayoría de las proteínas tienen la absorción máxima en 280 $\mu\mu$ (debido a la presencia de ácidos amínicos aromáticos en su estructura), y que un pigmento como la oxihemoglobina tiene su perfil característico de una banda ancha en los 400 $\mu\mu$ que se llama la banda Soret, la cual corresponde a la fracción de los anillos pirroles, una máxima a 450 $\mu\mu$ y una segunda a 600 $\mu\mu$.

Si la absorción por una sustancia en solución obedece la ley Beer-Lambert, se puede determinar cuantitativamente la concentración de la sustancia midiendo la absorbancia (O.D.) a un largo de onda dado.

La discusión de la interacción de la radiación y la materia está incluida en una sección anterior de este prontuario. La utilización de las radiaciones ionizantes como un medio de investigación se discute más adelante en este capítulo.

Nivel Celular

Vamos primeramente a considerar la exposición de una célula a una dosis efectiva de radiación ionizante. Para poder entender todos sus efectos a cabalidad sería conveniente conseguir información sobre todos

los fenómenos que ocurren a lo largo de la trayectoria de la radiación ionizante. Lo fundamental es conocer la magnitud de la energía que la célula absorbe, como la absorbe y cuales son los resultados de esta absorción. Si se expone una célula a este tipo de radiación y la célula absorba parte, inmediatamente se crean situaciones dentro de la célula que son desconocidas a ésta y por lo tanto novedosas a un sistema biológico. Primeramente, los niveles de energía de la radiación ionizante son ajenos a los sistemas biológicos; segundo, la producción de iones que resulta de la interacción de la radiación con algunas moléculas en la célula producirá ciertas entidades ajenas también a la célula. Estas moléculas ionizadas son los llamados productos primarios. Se producen al removerse un electrón de alguna molécula. Estos iones son estados altamente activados y participan casi instantáneamente en reacciones con otras moléculas, o entre sí, para producir entidades nuevas las cuales son extrañas al ambiente celular (productos secundarios). En esta interacción pueden producirse como productos secundarios radicales libres, los cuales son inestables y a su vez reaccionan con otras moléculas, ampliando así el área y la magnitud de los efectos. Toda esta serie de especies nuevas son extrañas a un ambiente biológico.

Desde el punto de vista de las radiaciones no ionizantes, la que más nos interesa en este curso es la ultravioleta porque puede producir alteraciones de carácter permanente. Aunque está limitada en sus efectos por el hecho de que tiene poca penetración, sin embargo, si una radiación de 260 $m\mu$ logra penetrar la célula, ésta será absorbida selectivamente por los ácidos nucleicos de la célula. En la célula es el DNA el que lleva la genética del organismo, o sea la clave para la síntesis de proteínas que caracteriza una especie. El DNA se transcribe en el RNA mensajero, éste lleva pues la clave

del DNA para determinadas proteínas y la llave a su sitio de ejecución, el RNA ribosomal, donde se ejecuta la síntesis determinada. El RNA transfer es responsable de la transferencia de los ácidos amínicos activados a su sitio destinado para su incorporación en una proteína dada. Todos éstos son ácidos nucleicos y por lo tanto absorben a 260 μ .

En la región de 280 μ las proteínas absorbe selectivamente. Se debe recordar que las funciones de una célula se llevan a cabo mediante una serie de trayectos metabólicos catalizados por secuencias enzimáticas colocadas en un orden dado y a concentraciones dadas y que estos enzimas, hasta donde se sabe, son de naturaleza proteica o proteínas conjugadas con una entidad no proteica.

En un análisis general de los fenómenos que se expresen en la célula vamos a dar un vistazo a la información disponible:

División Celular

El fenómeno más evidente a las observaciones usuales en cuanto a efecto de radiación se refiere es el arresto de la división celular. Este puede ocurrir por un período y traer como consecuencia la retardación del crecimiento.

Estudios en este campo han demostrado que la sensibilidad de la célula a una intensidad de dosis dada varía y depende particularmente de la etapa en el proceso de la división durante el cual ocurra la exposición a la radiación.

Aquellas células que han comenzado su división no parecen ser tan sensitivas como aquellas que no han entrado de lleno en el proceso en sí.

Una característica del fenómeno del arresto en mitosis (división celular) es que no depende de la dosis total a la cual se someta una célula sino de

la intensidad de dosis. Se ha demostrado que: si la dosis total se aplica durante un período relativamente largo, la célula es capaz de recuperar y no quedar daño alguno; en cambio, si este tratamiento o la exposición a la misma dosis total se aplica durante un período más corto, pueden observarse daños.

Lo anterior implica que en la célula existen medios o mecanismos, mediante los cuales se logra la recuperación y que estos no pueden operar durante un período más corto de exposición posiblemente debido a la existencia de ciertos límites de seguridad.

Experimentalmente se ha demostrado que "intensidades de dosis" muy pequeñas o muy grandes no tienen efectividad, lo cual demuestra el hecho de que existe una intensidad óptima. Esta observación permite la especulación de que la sensibilidad máxima para el arresto de mitosis esta relacionada con un período dado. El hecho que "intensidades" pequeñas no pierdan su efectividad en algunos tipos de estudio se puede deber al hecho de que no se esté trabajando con cultivos completamente sincronizados y haya distintas células en distintas etapas del proceso.

El siguiente diagrama modificado de Alexander (1957) demuestra lo expuesto anteriormente.

De acuerdo con este diagrama, la célula está en su período más sensitivo durante parte de la interfase y la profase temprana. Estos experimentos fueron llevados a cabo con el polen de Tradescantia. Se ha demostrado mediante la incorporación de timidina marcada con tritio, un precursor de una de las bases del DNA, que la incorporación ocurre durante este período, indicando así que los cromosomas se están duplicando en este momento. (Taylor and Woods, 1957).

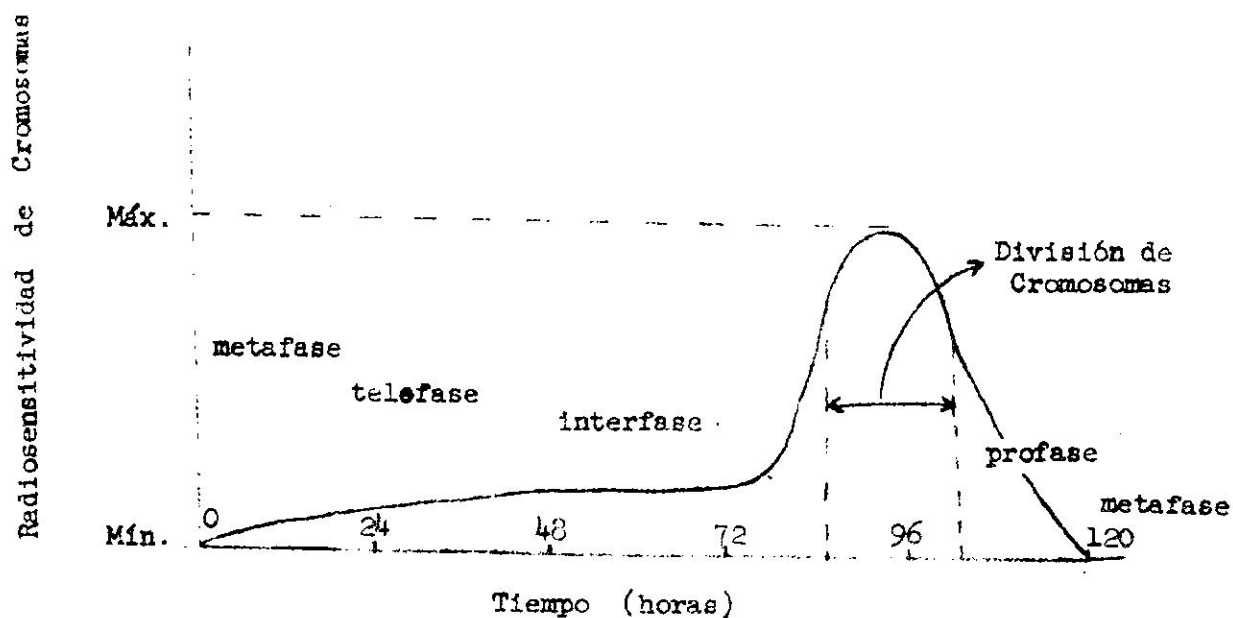


Fig. 2 Diagrama de Alexander modificado - Cambio en radiosensibilidad durante el ciclo mitótico.

Rompimiento de Cromosomas

Los primeros cambios visibles después de la exposición a una dosis efectiva de radiación ocurren en el núcleo, y según las células se degeneran y eventualmente se acercan a la muerte, ocurren muchos otros cambios tales como alteraciones en la membrana celular y otros. Muchos de estos fragmentos se reconstituyen en la forma original del cromosoma, algunos se reconstituyen con cambio en el orden de los pedazos de un cromosoma dado y otros intercambian pedazos. Como los cromosomas son la sede de las características hereditarias de los organismos, se puede ver claramente que cambios estructurales en éstos se pueden expresar como cambios funcionales y de permanencia en una célula.

Es necesario hacer un paréntesis en este momento para cuestionar las explicaciones existentes en términos moleculares en torno a los fenómenos observados.

Primeramente vamos a examinar los datos que existen en términos de la célula completa: Se ha demostrado que la estructura más sensitiva a la radiación en la célula es el núcleo.

A continuación se enumeran una serie de experimentos clásicos:

Zirkle del Laboratorio Nacional de Argonne en Chicago, condujo una serie de experimentos hace treinta años mediante los cuales demostró con resultados claros y válidos el punto anteriormente mencionado. Mediante la selección del material apropiado, una espora de un helecho que tiene el núcleo en una posición excéntrica y el cual es observable por una protuberancia visible sin tener que disectar la célula, fué posible, usando un haz bien angosto de partículas α , irradiar selectivamente el núcleo y el citoplasma. Aunque la irradiación del citoplasma produce efectos tales como disminución en la síntesis de la clorofila, daños visibles en la cubierta de la espora y aún efectos en la división celular, la irradiación del núcleo produce todos estos efectos utilizando dosis mínimas comparadas con las aplicadas en el citoplasma.

R. C. von Borstel del Laboratorio Nacional de Oak Ridge ha llevado a cabo experimentos similares usando los huevos de la avispa del género Haprobacon. Este huevo está también provisto de un núcleo excéntrico. Sus resultados demuestran que una sola partícula α que atraviesa el núcleo evita el desarrollo de éste, mientras que para obtener un efecto cuantitativo comparable en el citoplasma del huevo se requieren millones de partículas α . El uso de haces sumamente estrechos facilita grandemente este tipo de estudio.

Danielli y Ord de Kings College, Inglaterra y, Mazia y Hirschfield cuando estaban en Washington University en Missouri, hicieron uso de la microcirugía para hacer estudios comparados entre la sensitividad del núcleo y el citoplasma en la célula. Ellos encontraron que si transplan-

taban el núcleo de una célula irradiada al citoplasma no irradiado de otra célula se obtenía una mayor letalidad que en el experimento inverso. Las del grupo que contenían un núcleo irradiado murieron todas dentro de tres días, mientras que las otras demostraron retraso en el proceso de división pero persistían aún después de tres semanas del trasplante nuclear.

Iverson de la Universidad de Miami efectuó experimentos similares en ambas utilizando luz ultravioleta y obtuvo básicamente el mismo tipo de resultado.

Los resultados de experimentos llevados a cabo en animales o plantas pueden interpretarse con mayor claridad si se enfocan al nivel celular. Como un ejemplo analicemos el siguiente. Quastler y otros investigadores en Brockhaven acumularon una serie de datos del efecto de ciertas dosis de rayos X en ratas y encontraron que la región más sensitiva a una dosis constante era la región abdominal. Se producían hemorragias que eventualmente conducían a la muerte del animal.

Análisis histológicos del intestino delgado revelaron que estas hemorragias sobrevinieron después de la ruptura de las vellosidades intestinales. Se observó que las células que constituían las vellosidades se alargaban (éstas no llevan a cabo división celular) y finalmente se rompían sin ser substituídas como corrientemente ocurre bajo condiciones normales. Estudios más detallados sobre las células basales de estas estructuras revelaron la ausencia de figuras mitóticas después de la irradiación, de manera que se afectaba el mecanismo de la división celular y no se seguían produciendo normalmente las células que deben tomar el lugar de las que se eliminan normalmente en las vellosidades.

El hecho de que la resistencia del citoplasma sea mayor en experimentos controlados quizás pueda interpretarse en términos del hecho de que esta parte de las células contiene múltiples organelos de una clase dada, mitocendrias, ribosomas, membranas, lisosomas, etc., mientras que la mayoría de las células son mononucleadas con una cantidad dada de material genético. En el caso de células multinucleadas como las esporas de algunos hongos se observa que cuando se irradian con una dosis para matar las células, hay una relación inversa con el número de núcleos presente, o sea, que con una dosis dada se logra matar más células mientras **menos** núcleos éstas poseen; si tienen un mayor número de núcleos, con la misma dosis se matan un menor número de esporas.

Nivel Molecular

La interpretación de estos efectos al nivel molecular ha seguido tradicionalmente dos escuelas.

A Crowther y otros investigadores se debe lo que hoy se conoce por la teoría del blanco ("Target Theory") que originalmente se llamó el "Hit Theory" o que se conoce también como los efectos directos de la radiación.

Se caracteriza esta interpretación de los efectos de energía ionizante por la liberación de una cantidad relativamente alta de energía en una región localizada y restringida. Tal energía es alta cuando se compara con la energía de varios electrónvoltios asociada con los enlaces químicos más fuertes, y es razonable asumir que el vecindario inmediato de una ionización se desintegrará organizacionalmente lo suficiente para impedir que la estructura lleve a cabo un proceso biológico, tal como una reacción enzimática.

Hutchinson, de la Universidad de Yale, expresa la relación de la siguiente manera: Si se considera que el volumen de una estructura biológica requerido para llevar a cabo una función es V y la dosis D se expresa en términos de eventos de ionización primaria por unidad de volumen, el número de impactos ("hits") inactivantes por blanco es VD . Algunos blancos recibirán el número de impactos cerca del número promedio y otros más y otros menos por la naturaleza al azar del proceso. Hutchinson calcula que la fracción de blancos que no reciben impactos se expresa por e^{-VD} , esta expresión provee una explicación para la curva exponencial que se obtiene cuando se traza una gráfica de sobrevivencia.

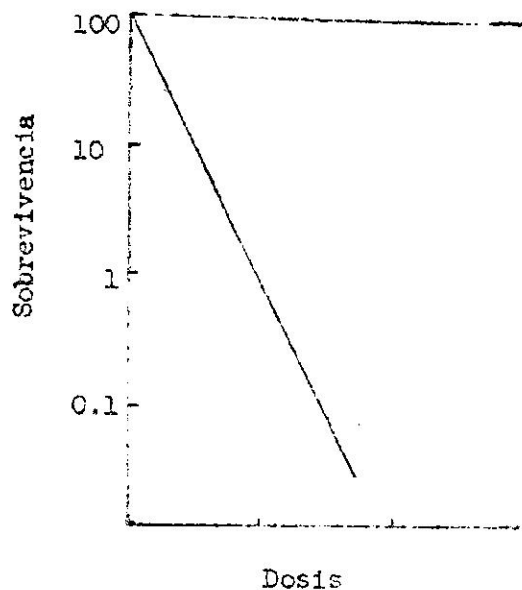


Fig. 3. Sobrevivencia de actividad biológica como función de la dosis de radiación recibida. [Hutchinson, F., Science 134, 534 (1961)]

El número de células inactivadas para una exposición dada es una función del número de células vivas presentes, o en otras palabras, la fracción de células destruidas o afectadas por unidad de dosis de mantiene constante. Esto explica que los efectos biológicos a lo largo del

trayecto de una partícula ionizante son eventos que ocurren al azar. Postula pues la teoría del blanco que la incidencia de los impactos está relacionada al tamaño de la estructura sensitiva o la molécula, mientras menos número de impactos se requieran para la inactivación, mayor será la región de la estructura sensitiva o la molécula biológica.

La frase "estructura sensitiva" cobra sentido cuando se piensa en el hecho de que las enzimas tienen un tamaño grande en comparación con la región del sitio activo, el cual constituye la región de función biológica.

Las investigaciones en este campo tienden a llevarse a cabo en macromoléculas biológicas en su estado seco. La sobrevivencia de estas moléculas tal como la actividad de un enzima se encontró ser exponencial con la dosis e independiente de la intensidad de la dosis.

Si se llevan estos datos a gráfica el volumen de la molécula se puede obtener de la plenitud de la curva de sobrevivencias. Esta relación se ha utilizado para calcular los volúmenes, tamaños, formas y estructuras de muchas macromoléculas y estructuras celulares. Esto permite también calcular el peso molecular de entidades tales como enzimas.

Esta teoría implica que se requiere una dosis mayor para inactivar un blanco menor y viceversa. Se han obtenido resultados que concuerdan con esta teoría en estudios hechos con las enzimas en estado seco naturalmente. Se encuentra que enzimas más grandes como lo es la invertasa requieren dosis más pequeñas para su inactivación que moléculas más pequeñas como lo es la coenzima A.

La otra teoría corresponde a los "efectos indirectos" de la radiación ionizante se conoce bajo el nombre de "Teoría de Difusión". Dale y otros investigadores dieron ímpetu a esta teoría. Contraria a la teoría del blanco, postula una distribución amplia de radicales producidos por la radiación.

Moléculas libres o fragmentos de moléculas libres ionizadas no son pertinentes a sistemas biológicos. Al éstas entrar en reacciones secundarias producen nuevas especies químicas ajenas a la química de la célula y logra mediante una secuencia de disturbios difundir el área y el alcance de la radiación en el tejido, célula, o cualquier otro material biológico.

Es necesario recordar que los sistemas biológicos son más o menos compuestos por tres cuartas parte agua, y la acción de la radiación ionizante da origen en ésta a radicales libres, éstos a su vez pueden formar otro grupo de radicales menos reactivos y también pueden dar origen a la formación de peróxidos.

Dale y otros investigadores encuentran que con varios roentgens pueden destruir la actividad de una serie de enzimas si se colocan éstas en gran dilución al igual que lo lograron "in vivo". Claramente los efectos en estos sistemas diluidos son atribuibles al efecto de la difusión.

Dale llevó a cabo experimentos con la enzima carboxypeptidasa y otras, a una serie de diluciones y confirmó lo anteriormente expuesto.

Guzmán-Barron demostró que los enzimas cuya actividad estaba ligada a grupos sulfhidrilos son más sensitivas al efecto de la dilución. Se interpretaron estos resultados a través del siguiente esquema:

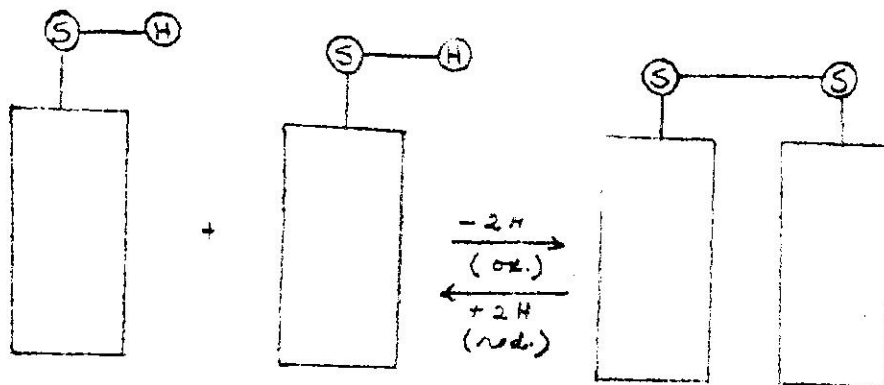


Fig. 4 Diagrama que ilustra la formación de puente de azufre entre moléculas cuya actividad está relacionada con grupos SH.

Este diagrama puede interpretarse en la siguiente forma: la oxidación de los grupos sulfhidrilos permite la formación de un puente de azufre, inactivando así las moléculas cuya actividad está relacionada con la integridad de los grupos SH. Guzmán-Barron trabajó con un número de enzimas de esta naturaleza y encontró que en sistemas diluidos de esta naturaleza éstos se inactivan al recibir una dosis relativamente baja, pero que éstos efectos se reducen grandemente si se añade al sistema antes de la irradiación una substancia reductora como "glutathione" o cisteína.

Esta teoría facilita también la interpretación de los "efectos de oxígeno", fenómeno bien conocido en este campo: los efectos de la radiación aumentan en presencia de oxígeno.

Todo lo anteriormente discutido sobre moléculas biológicas ha de ser modificado en términos de la conformación de dichas moléculas o cualquier otro factor que modifique la exposición o la protección de las regiones sensitivas. Por ejemplo, utilizando rayos X, Mazia demostró que los efectos de exposición en experimentos controlados son más severos en un sistema de pepsina-albumina (enzima-sustrato) si la enzima se extiende en una película unimolecular en vez de estar presente en la forma de un helix.

Hutchinson, de Yale University, pretende armonizar estas dos escuelas en un artículo cuya referencia aparece en la bibliografía. Su enfoque tiene buena acogida entre el grupo de investigadores en este campo.

En primer lugar, él considera que distintas moléculas tienen distintas sensitividades a la inactivación mediante radicales (productos primarios de la radiación de agua). Hay que considerar la posibilidad que la célula tenga recursos para contrarrestar el efecto removiendo estos radicales y peróxidos. En el estudio de Blinks llevado a cabo en las algas de Bikini después de

ocurrida la irradiación se esperaba una supresión en varias funciones; una de estas era el metabolismo respiratorio, ya que hay enzimas en la secuencia que cataliza este proceso cuya función está relacionada con la integridad de grupos SH. No se encontró alteración alguna en esta función, pero se encontró un aumento en la enzima catalasa la cual usa como sustrato los peróxidos disminuyéndose así el efecto de peróxidos. Como se dijo anteriormente, otro factor a considerar en los efectos de estos radicales es uno de arquitectura o el patrón tridimensional que toda estructura biológica tiene y la localización o compartimentalización (dentro de membranas, etc.) de éstos dentro de la célula. De manera que para la interpretación de efectos radiobiológicos generalmente se requiere recurrir al uso de las dos teorías.

Como se mencionó anteriormente un fenómeno generalizado en efectos de radiación en material biológico, lo es el hecho de que los efectos observados al exponer sistemas biológicos a diversas radiaciones tienden a aumentarse en presencia de oxígeno y lo contrario ocurre si se llevan a cabo en presencia de nitrógeno. La universalidad del "efecto de oxígeno" hace pensar que éste está operando a un nivel molecular. Este efecto puede interpretarse en términos de la teoría del blanco o la teoría de difusión, o en términos de ambas.

Estudios que se han llevado a cabo con moléculas de enzimas tales como invertasa de la levadura señalan el efecto de oxígeno. La actividad de la enzima invertasa se mide fácilmente mediante la medición de la inversión de sacarosa a azúcares reductores.

Estudios sobre el "principio de transformación" (DNA) en bacterias del género *Pneumococcus* señalan también el efecto de oxígeno. El "principio

de transformación" se caracteriza por la habilidad de llevar a cabo transformación como por ejemplo transformar una población de bacterias con cápsulas lisas a bacterias con cápsulas arrugadas. Este es el experimento clásico de Avery et al., (1944).

Investigaciones llevadas a cabo en un sinnúmero de moléculas demuestran que el oxígeno aumenta los efectos de la radiación por un factor de 3 en el estado seco. Entre estos estudios se incluye uno sobre la actividad de transformación en Pneumococcus. Sin embargo, estudios en sistemas de acción indirecta no demostraron diferencia alguna en la pérdida de su actividad de transformación al irradiarse bajo condiciones en presencia o ausencia de oxígeno.

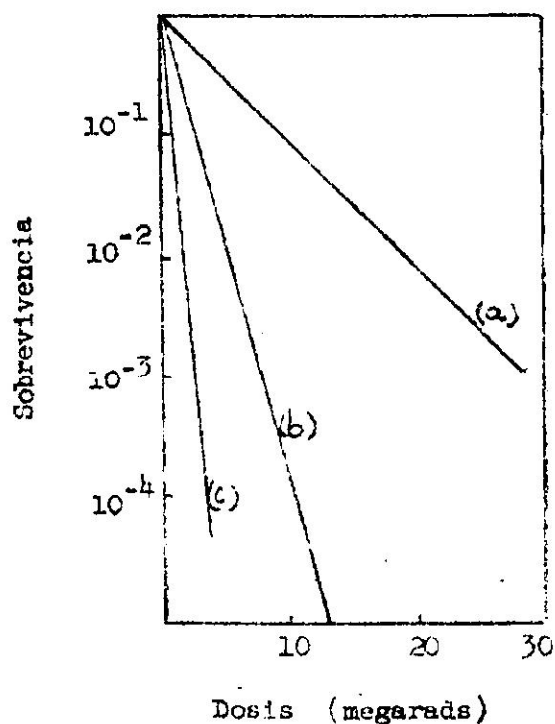


Fig. 5 Inactivación de la habilidad para transformar del DNA después de irradiado bajo ciertas condiciones:

- a) en células secas
- b) en células mojadas en ausencia de oxígeno
- c) en células mojadas en presencia de oxígeno

[Hutchinson, F., Science 134, 536 (1961)]

Si ocurre un aumento por un factor de 3 en el material seco y ninguno observable en sistemas diluidos en la habilidad de transformación de este agente, ¿cómo puede pues explicarse el efecto de oxígeno?

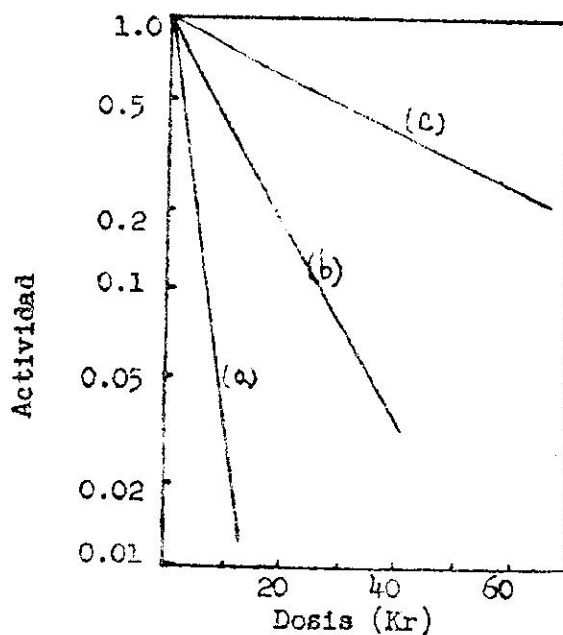


Fig. 6 Inactivación de la habilidad para transformar del DNA:
 a) irradiación en presencia de oxígeno o nitrógeno sin "glutathione".
 b) irradiación en presencia de oxígeno con "glutathione".
 c) irradiación en presencia de nitrógeno con "glutathione".

[Hutchinson, F., Science 134, 536 (1961)]

La gráfica anterior pretende dar una explicación al fenómeno. Si se le añade al medio compuestos que contienen grupos SH cuando se irradian las soluciones diluidas de DNA u otros, la radiosensitividad aumenta al pasarse oxígeno por los sistemas (véase "c" y "b"). Esto sugiere información sobre el mecanismo de la acción del oxígeno: el hecho de que como las células vivas contienen grupos sulfhidrilos, la magnitud de los efectos del oxígeno in vivo se pueden correlacionar con los efectos in vitro

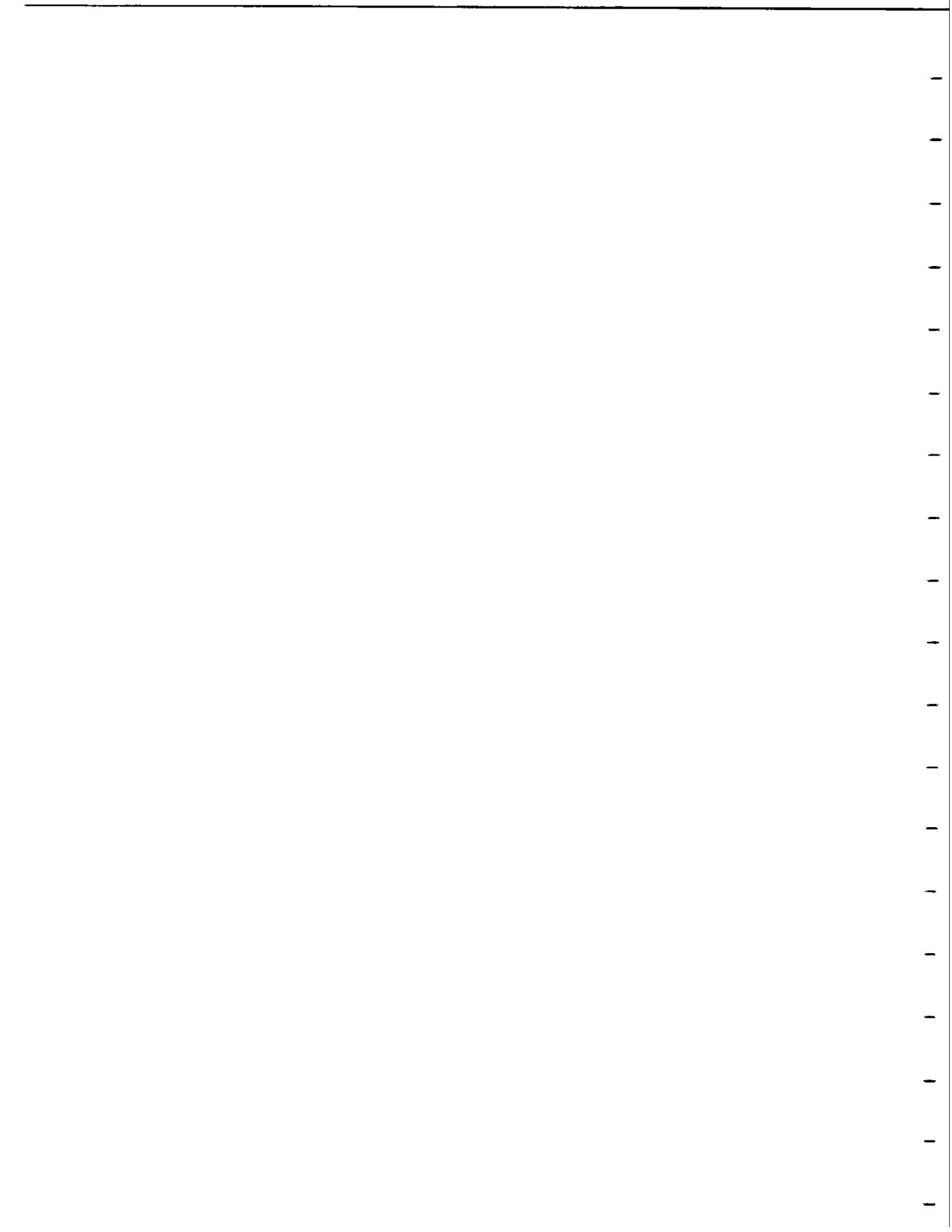
(cuando se añade "glutathione"). Pueden así armonizarse los conceptos anteriormente expuestos y las dos teorías de efectos de radiación.

Conclusión

Es pues obvio, después de esta exposición, aún no siendo esta exhaustiva, que la complejidad de los sistemas biológicos presenta limitaciones al estudio en el campo de la radiobiología y a la interpretación de los resultados obtenidos en la diversidad de experimentos. Es obvio que cuando se pretende aislar sistemas y simplificarlos para su estudio in vitro estos están limitados por sus condiciones fuera de la célula, entidad que además de poseer un alto grado de organización exhibe una autoregulación que podríamos llamar exclusiva de sistemas biológicos.

REFERENCIAS

1. Hutchinson, Franklin, Molecular Basis for Ionizing Radiation, Science 134, 533 (1961).
2. Lea, D. E., Action of Radiation on Living Cells, Cambridge University Press, England, 1946.
3. Bacq, Z. M., y Alexander, P., Fundamentals of Radiobiology, Pergamon Press, New York, 1961.
4. Hollaender, A., y Stapleton, G. E., Ionizing Radiation and the Living Cell, Sci. Am. 201, 95-100 (1959).
5. Kaplan, H. S., y Moses, L. E., Biological Complexity and Radio-sensitivity, Science 145, 21 (1964).
6. Alexander, Peter, Atomic Radiation and Life, Penguin Books, Baltimore, Maryland, 1957.
7. Quastler, H., The Nature of Intestinal Radiation Death, Radiation Res. 4, 303, (1956).
8. Symposium on Physiological Effects of Radiation at the Cellular Level, J. Cell. Corp. Phys. 39, Suppl. 2 (1952).
9. McElroy, W., Cellular Physiology and Biochemistry, Prentice Hall, New York, 1964.
10. Avery, O. T., McCleod, C. H., y McCarthy, J., Expt'l Med. 79, 137 (1944).



CAPITULO XVII

APLICACIONES CLINICAS DE RADIOISOTOPOS

El empleo de sustancias radioactivas para auxiliar al médico en el diagnóstico y tratamiento de enfermedades está ocurriendo con mayor incremento cada día a medida que las facilidades y el conocimiento del uso de estas sustancias se amplían. Desde su introducción a la práctica médica para usos diagnósticos y terapéuticos temprano en la década de 1940-50, las aplicaciones en pacientes se han extendido con gran rapidez.

En sus comienzos la utilización clínica de materiales radioactivos se limitaba casi exclusivamente a la evaluación de las enfermedades de la glándula tiroides. En la década del 50 al 60 se introdujeron numerosas aplicaciones que hicieron virtualmente posible el examen de casi todos los sistemas del organismo.

Los servicios de diagnóstico y tratamiento dan una idea de la diversidad de aplicaciones clínicas existentes para beneficio de la práctica médica. Las pruebas de rutina que se ofrecen como auxiliares diagnósticas generalmente incluyen las de la función de la glándula tiroides, función renal, cardiocirculatoria y del hígado, digestión y absorción intestinal, producción y destrucción de sangre, volúmenes sanguíneos y mapeo de órganos y tumores mediante la localización isotópica de sustancias trazadoras. Los usos terapéuticos son más limitados. Las enfermedades más comúnmente tratadas con radioisótopos son el hipertiroidismo, cáncer metastático de tiroides, policitemia vera, derrames cavitarios en pleura y peritoneo, cáncer de mama y próstata metastático a los huesos y el cáncer de vejiga.

METODOLOGIA

Los métodos adaptados para el uso en el paciente se basan en la toma de medidas por conteo externo del sujeto a una región específica de éste con un instrumento especialmente diseñado para contar a distancia. En

este caso el paciente o el órgano del paciente que está siendo medido con la ayuda del trazador constituye la muestra. La actividad encontrada en el paciente es comparada contra un patrón para derivar conclusiones. Ejemplo de órganos estudiados por el método de conteo direccional externo son la glándula tiroides, el corazón, bazo, hígado, riñones, huesos.

Cuando se desea estudiar la función de un órgano o aparato se obtienen especímenes biológicos en los cuales se concentra la sustancia marcada. Las determinaciones en vitro de muestras obtenidas de pacientes tales como sangre, orina, excreta son útiles para estudiar alteraciones fisiológicas de procesos importantes del cuerpo tales como secreción de hormona de tiroides en sangre y saliva, absorción intestinal de sustancias alimenticias como grasas, proteínas y vitamina B-12, volumen de sangre circulante, excreción de sustancias en orina, excreta y otros fluidos biológicos.

Quedan otros dos niveles de detección de actividad: se puede determinar la actividad de una sustancia marcada al nivel celular (histopatológico) o al nivel molecular, por ejemplo en proteínas o amino ácidos. Los valores de la radioactividad encontrados se pueden expresar como una medida estática en función de la cantidad presente del material marcado o como una medida dinámica en proceso de cambios en función del tiempo. Los estudios cuantitativos con isótopos generalmente pueden contribuir información sobre los procesos metabólicos más complejos, con ellos se puede saber dónde y cuándo está la radioactividad en un órgano, su capacidad de acumulación, síntesis, intercambio metabólico, reservas o depósitos, volumen de dilución, grado de utilización y excreción por el organismo.

Además del valor cuantitativo de la información que se obtiene, existe el valor localizante. En la práctica clínica no solo es de gran valor conocer el cómo, dónde, cuándo y cuánto de una sustancia marcada en términos

mensurables sino que también es muy útil poder demarcar en forma visible la distribución isotópica. Este modo de examinar al paciente o especímenes derivados del paciente se conoce en general como el método de localización isotópica: cuando se aplica al organismo se denomina mapeo o gamagrama y cuando se aplica a tejidos y sustancias marcadas como proteínas, amino ácidos, etc. se llama autoradiografía. Para hacer un gamagrama o mapeo de un órgano se administra la sustancia marcada por vía oral o por inyección, esta se concentrará en el órgano o tejido con capacidad específica para acumularla con una diferenciación mayor de 2:1 entre órgano y ambiente (tejido circundante). De no haber captación diferencial (mayor de 2:1) no será posible la localización. El mapeo de órganos o gráfico visible de la distribución del material marcado se hace con un equipo automático de localización isotópica que marca la fijación de la sustancia marcada a la vez que la localiza. El grabado produce una silueta del órgano estudiado que por el contorno, el carácter de la distribución isotópica, la imagen en conjunto y el cuadro clínico del enfermo permiten llegar a conclusiones sobre diferentes estados patológicos.

Igualmente útil para el estudio de ciertas enfermedades, es el estudio histoautoradiográfico de muestras de tejidos enfermos o la localización de sustancias marcadas en proteínas y otras sustancias de importancia biológica para el organismo.

APLICACIONES CLINICAS

Diagnóstico y Terapia

Las pruebas diagnósticas en mayor demanda para uso clínico en nuestro medio son las de tiroides, riñón, hígado, gastrointestinal, hematólogicas, y mapeo de órganos o localización de tumores.

Las pruebas para determinar la función de la glándula tiroides utilizan I-131 el cual sirve para medir la fase de acumulación de yodo por esta glándula y los niveles sanguíneos de hormona marcada con I-131 que refleja el grado de actividad metabólica por el tejido tiroideo. La eliminación de I-131 por la saliva o por la orina es susceptible de medición y sirven indirectamente para reflejar el estado de la función tiroidea.

De las pruebas de función de la glándula tiroides, la más comúnmente empleada es la captación de I-131 a las 24 horas. Esta medición se puede hacer cualquier tiempo antes o después de las 24 horas pero la tradición y el uso han impuesto el uso de 24 horas en forma casi universal. El I-131 administrado oralmente se absorbe casi completamente y en pacientes normales alcanza para propósitos prácticos su máximo a las 24 horas; en estados hipertiroideos, en algunos casos, el máximo puede ser alcanzado mucho antes de las 24 horas, esto es, entre las 6 y 12 horas, pudiéndose dar el caso de que algunas veces un hipertiroideo puede tener un valor muy alto antes de las 24 horas y un valor menor o parecido al normal a las 24 horas. Esto se debe a una aceleración del proceso de fijación, síntesis hormonal, secreción y descarga de la hormona recién elaborada por la glándula al torrente sanguíneo, produciéndose un rápido descenso de la radioactividad acumulada por el tejido tiroideo. Por eso se aconseja la determinación especial antes de las 24 horas en aquellos casos sospechosos de hipertiroidismo que tengan un valor parecido al del individuo normal.

En los Estados Unidos los valores informados para la captación de I-131 a las 24 horas fluctúan entre 15 y 45% para los normales y resultan bajos los valores entre 0 y 15% y altos los valores por encima de 50%. Los valores tienden a variar ligeramente de laboratorio a laboratorio según la composición de las poblaciones estudiadas y ligeras variantes de técnica e

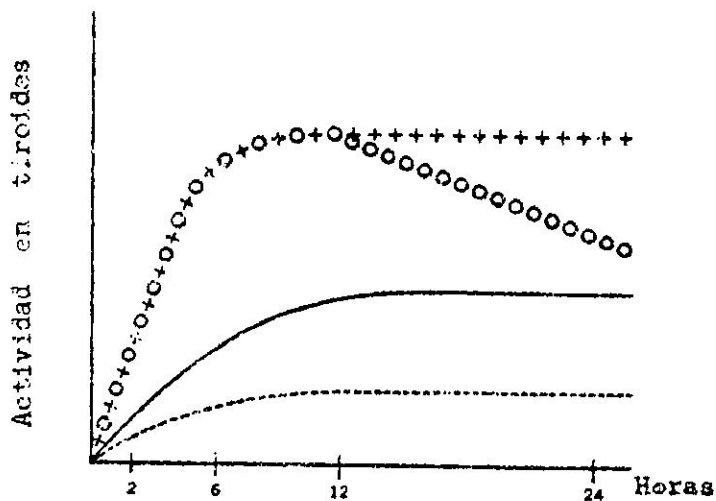


Figura 1

- +++ : Paciente hipertiroideo A
- OOO : Paciente hipertiroideo B
- : Paciente eutiroides
- : Paciente hipotiroideo

Aóaptado de "Squibb Metodotopes"

instrumentación. En Puerto Rico los valores para esta prueba - captación de I-131 por la glándula tiroides a las 24 horas - es un poco menor que para algunos sitios de los Estados Unidos y es generalmente inferior a los resultados descritos por investigadores en Hispanoamérica. En la siguiente tabulación se puede apreciar los valores para poblaciones estudiadas en distintos sitios:

Cuadro I - % Captación I-131 a las 24 horas por tiroides

<u>PAIS</u>	<u>AUTORES</u>	<u>HIPOTIROIDEOS</u>	<u>NORMALES</u>	<u>HIPERTIROIDEOS</u>
EE UU	Silver	0 - 20%	0 - 42%	70%
"	Van der Laan		29.6%	62.9%
"	Mitchell y King	0 - 15%	15 - 45%	45%
"	Freedberg	10.8 ₊ 4.4	34.6 ₊ 10.6	76.2 ₊ 10.7
"	Beierwalters	0 - 10%	15 - 45%	45%
"	Blahd, Bauer, Cassen	0 - 10%	23 ₊ 7	35%
"	Fields, Seed	10%	24%	50%
Argentina	Campos	4.69 ₊ 3.06	34.14 ₊ 12.7	70.48 ₊ 22
Egipto	Ghalicunghi y Shawarky	0 - 15%	15 - 55%	55%
Pto. Rico	Lanaro, Irizarry	6.6 ₊ 5.7	27.3 ₊ 12.9	69.1 ₊ 13.9
Pto. Rico	Busó	0 - 10%	15 - 45%	50%

La determinación de síntesis de hormona tiroidea se hace dosando el nivel plasmático de hormona marcada con I-131 después de las 24 horas esto es, 48 a 72 horas después de dada la dosis o haciendo el procedimiento de la razón de conversión de yodo libre a yodo organificado presente en la fracción proteica del suero sanguíneo. El nivel plasmático de hormona tiroidea marcada con I-131 es inferior al 0.3% por litro después de las 48 horas en pacientes normales y está por encima de este valor en los pacientes hipertiroideos. La razón de conversión de I-131 inorgánico a yodo orgánico proteico es mayor de 50% en hipertiroidismo y es inferior al 50% en normales e hipotiroideos, Figura 2.

Otras pruebas especiales que se hacen cuando existen indicaciones especiales son pruebas modificadas de la captación de yodo. Estas consisten

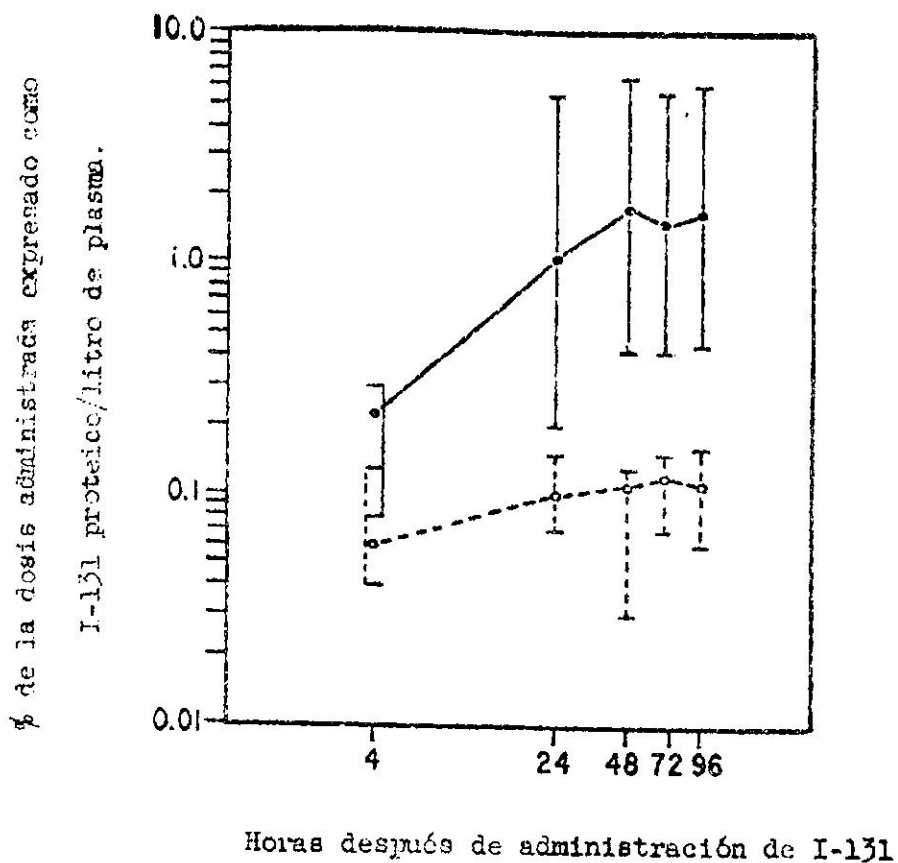


Fig. 2 Niveles de I-131 Proteico en Hipertiroides y Eutiroides

Niveles plasmáticos de I-131 proteico siguientes a la administración de I-131. Los círculos en blanco representan niveles en pacientes eutiroides y los círculos en negro representan pacientes hipertiroides. Se indican los valores promedio. Adaptado de "Silver".

en dar al paciente ciertas sustancias junto con el I-131 trazador con el expreso propósito de alterar la función tiroidea. La alteración en el estado normal difiere grandemente del estado patológico. Por ejemplo, si se administra hormona tiroidea junto con I-131 a un paciente normal se produce un efecto de inhibición o abolición de la captación de yodo en un paciente normal en tanto que no sucederá nada significativo al paciente con hipertiroidismo. Otra manera de modificar la captación de yodo es suministrando yodo no radioactivo conjuntamente con el I-131. En este caso el paciente normal no es afectado, pero el paciente hipertiroides sufre una profunda inhibición o disminución de la captación. Cuando la hipofunción de la glándula tiroides se debe a malfuncionamiento de la glándula hipofisaria, la glándula tiroides puede responder al estímulo tirotrópico mediante la administración de inyecciones de hormona estimulante de la tiroides (hormona que es producida por la hipófisis). La respuesta a esta hormona aumentando significativamente la captación de yodo 131 es un indicio de que la baja función tiroidea se debe a enfermedad de la hipófisis. En los estados de anormalidad congénita, cretinismo bocioso congénito, el defecto en algunos casos, puede deberse a un bloqueo enzimático que impide la organificación del yodo y por ende la producción de hormona tiroidea. Esta condición se diagnostica modificando la prueba de captación con tiocianato de potasio el cual produce la descarga del yodo atrapado pero no organificado por la glándula tiroides. Un defecto similar se induce en la glándula cuando se suministra al paciente drogas inhibidoras de síntesis de la hormona tiroidea. Esto se ilustra en la siguiente reproducción, Figura 3, prueba de descarga con Tiocianato de Potasio en pacientes que han tomado Tapazole.

El yodo 131 está establecido como el mejor tratamiento para pacientes con hipertiroidismo debido a bocio difuso de la glándula tiroides. La respuesta al tratamiento es generalmente buena, y las dosis de tratamiento

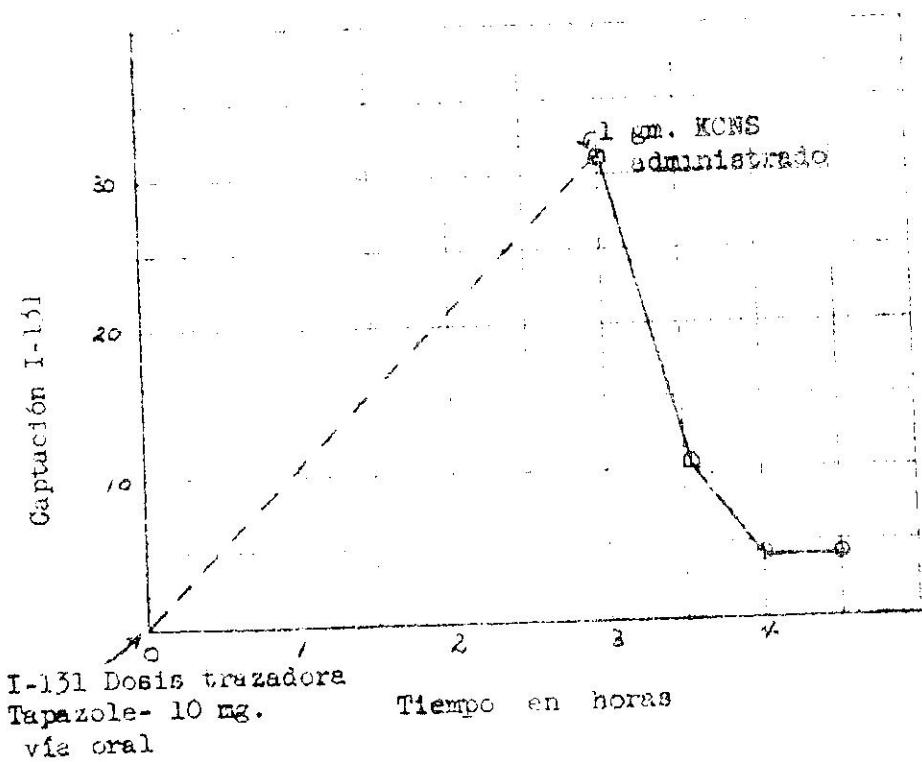
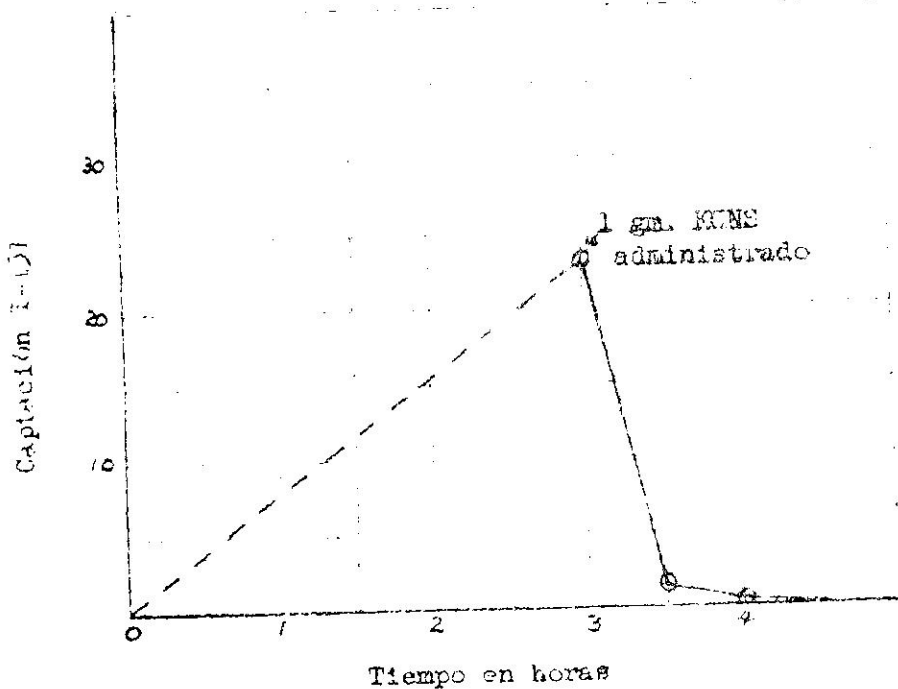


Fig. 3 Descarga I-131 por Tiocianato de Potasio- Paciente bajo efecto de Tapazole

varían mucho de paciente a paciente y de país a país según las necesidades locales y los criterios de dosificación que se usan. En el Centro Nuclear de Puerto Rico siguiendo el criterio de Silver, administrábamos 80 μ c a retener en la glándula por gramo de tejido, actualmente damos una dosis menor que se acerca a 60 μ c a retener por gramo de glándulas.

El cáncer de tiroides con metástasis a distancia con capacidad para fijar I-131 se trata con dosis fraccionadas de 25 millicuries cada 4 a 6 semanas hasta lograr la desaparición de todo tejido tumoral funcionando. El paciente es luego seguido periódicamente y vuelto a tratar si reaparecen nuevas manifestaciones de la enfermedad capaz de atrapar I-131.

Otra indicación para el empleo terapéutico de I-131 es en pacientes con angina pectoris o fallo cardíaco, resistentes al tratamiento médico usual. El principio en que se basa es la reducción del metabolismo general del organismo mediante la abolición de parte de la función de la glándula tiroides. El efecto que se desea derivar del tratamiento es la inducción de un hipotiroidismo moderado que permita al paciente vivir aliviado en armonía con las reservas disminuídas de su aparato circulatorio. Con este tratamiento se puede esperar una respuesta satisfactoria en cerca de 80% de los pacientes tratados.

Las ilustraciones que siguen muestran el efecto de I-131 terapia en dos pacientes con cáncer de tiroides diseminado. La ilustración 4-A muestra una de las lesiones anterior al tratamiento de cáncer de tiroides metastático al fémur derecho con fractura espontánea (patológica) en una señora de 55 años. Después de administrársele 125 millicuries de I-131 en el término de un año la lesión tumoral desapareció y la fractura sanó: ilustración 4-B.

La otra paciente es una joven de 16 años con cáncer de tiroides metastático al cuello y pulmones. Recibió 105 millicuries en dos años con desa-

aparición de las lesiones en el cuello y progresiva disminución de las lesiones pulmonares. Figuras 5-A, 5-B, 5-C y 5-D.

ANTES DE I-131

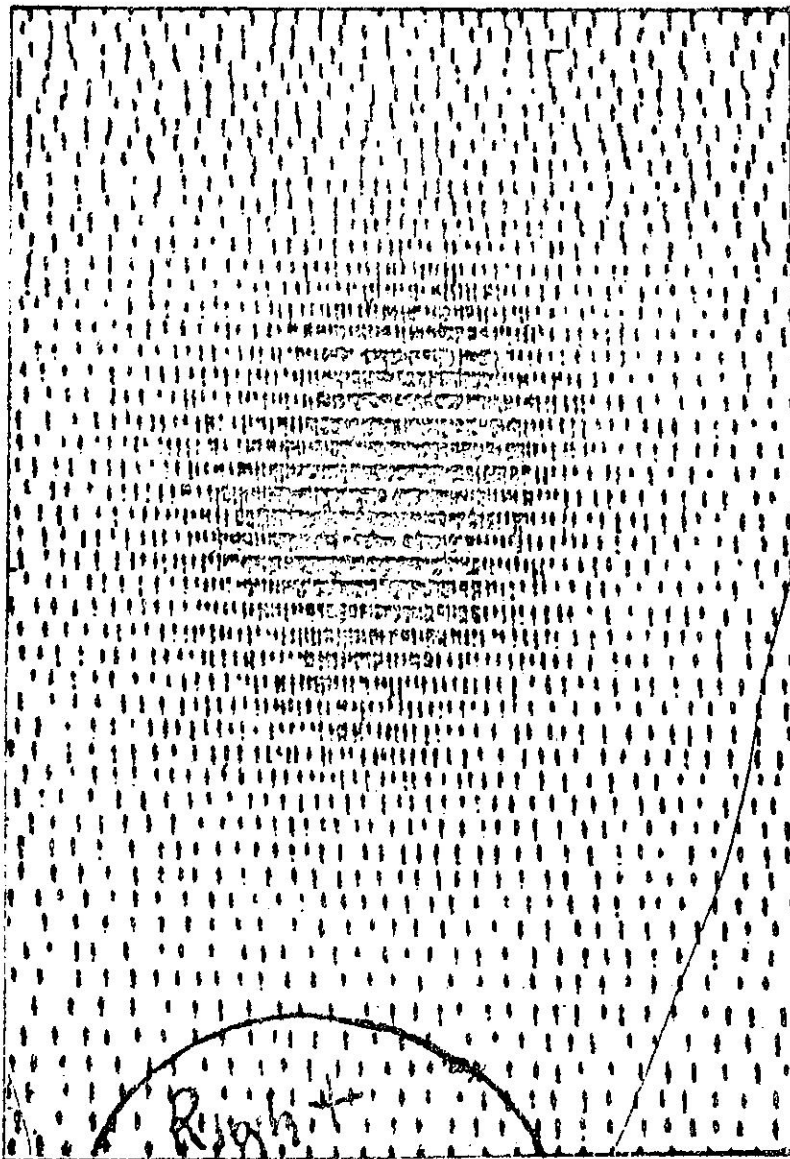


Fig. 4-A Cáncer Metastático del Tiroides. Fractura Femur.

División de Aplicaciones Clínicas, CNPR

DESPUES DE I-131

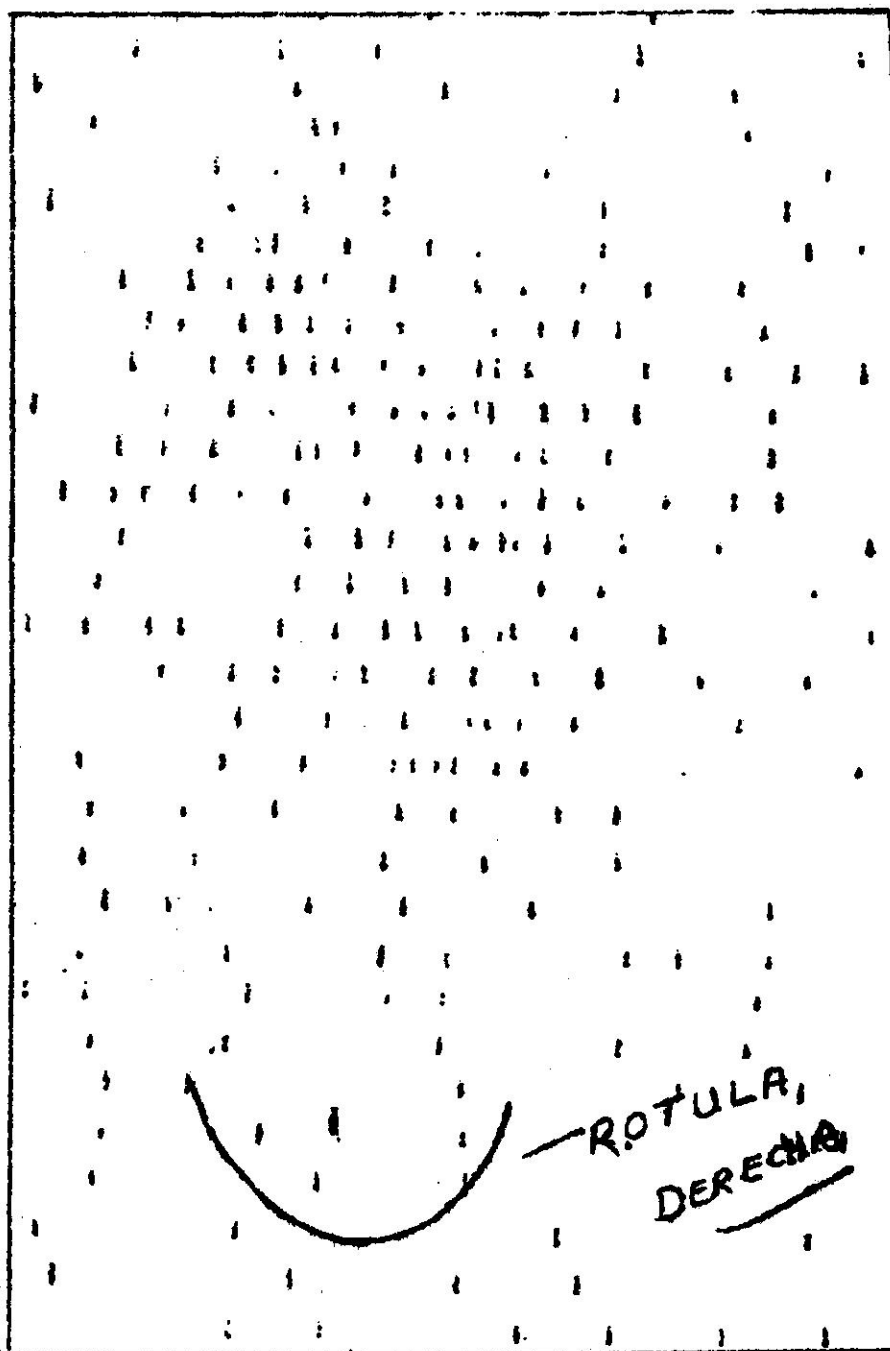


Fig. 4-B Cáncer Metastático de Tiroides

División de Aplicaciones Clínicas, CNFR

IZQUIERDO

DERECHO

Fig. 5-A Múncer de Tiroides Metastático al Cuello y Pulmones.
Escintigrama de Pulmón.

División de Aplicaciones Clínicas, CNPR

DESCRIPCION DE LA FIGURA

Fig. 5-b. C6ncer de Eitrodes Metastático al Cuello y Pulmones. Radiografía de Pulmón.

La radiografía muestra una imagen opaca en el campo superior izquierdo del pulmón, que corresponde a un tumor metastático. Se observan también otras imágenes opacas de menor tamaño distribuidas en el resto del campo pulmonar, consistentes con metástasis múltiples. El resto del pulmón y el mediastino presentan una apariencia normal para la edad del paciente.

Fig. 5-b C6ncer de Eitrodes Metastático al Cuello y Pulmones. Radiografía de Pulmón.

ANEXO DE T-50

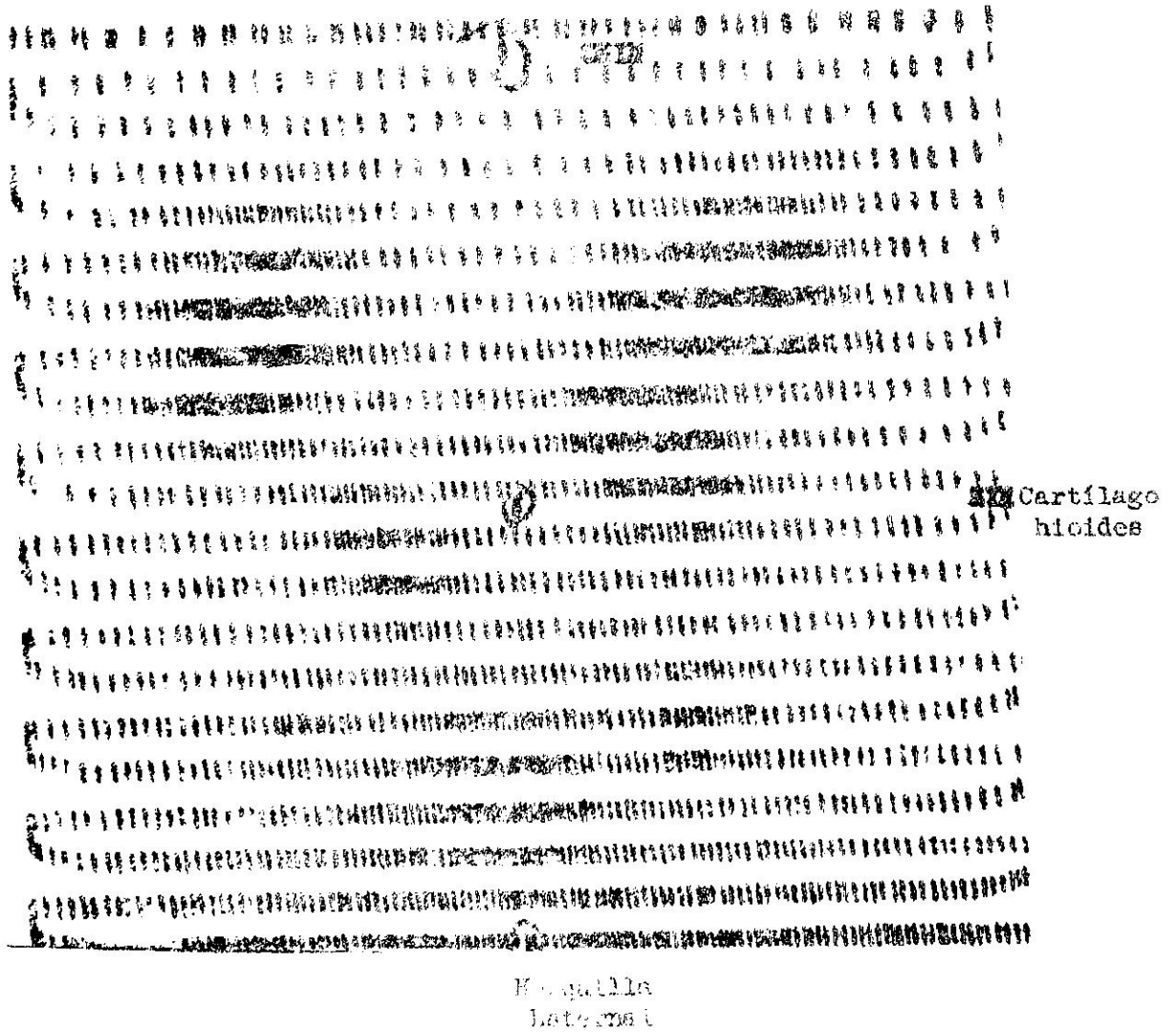


Fig. 1-6 Músculos de la laringe y faringe.

Revisión de aplicaciones clínicas, CMFR

DESPUES DE 1-1-1

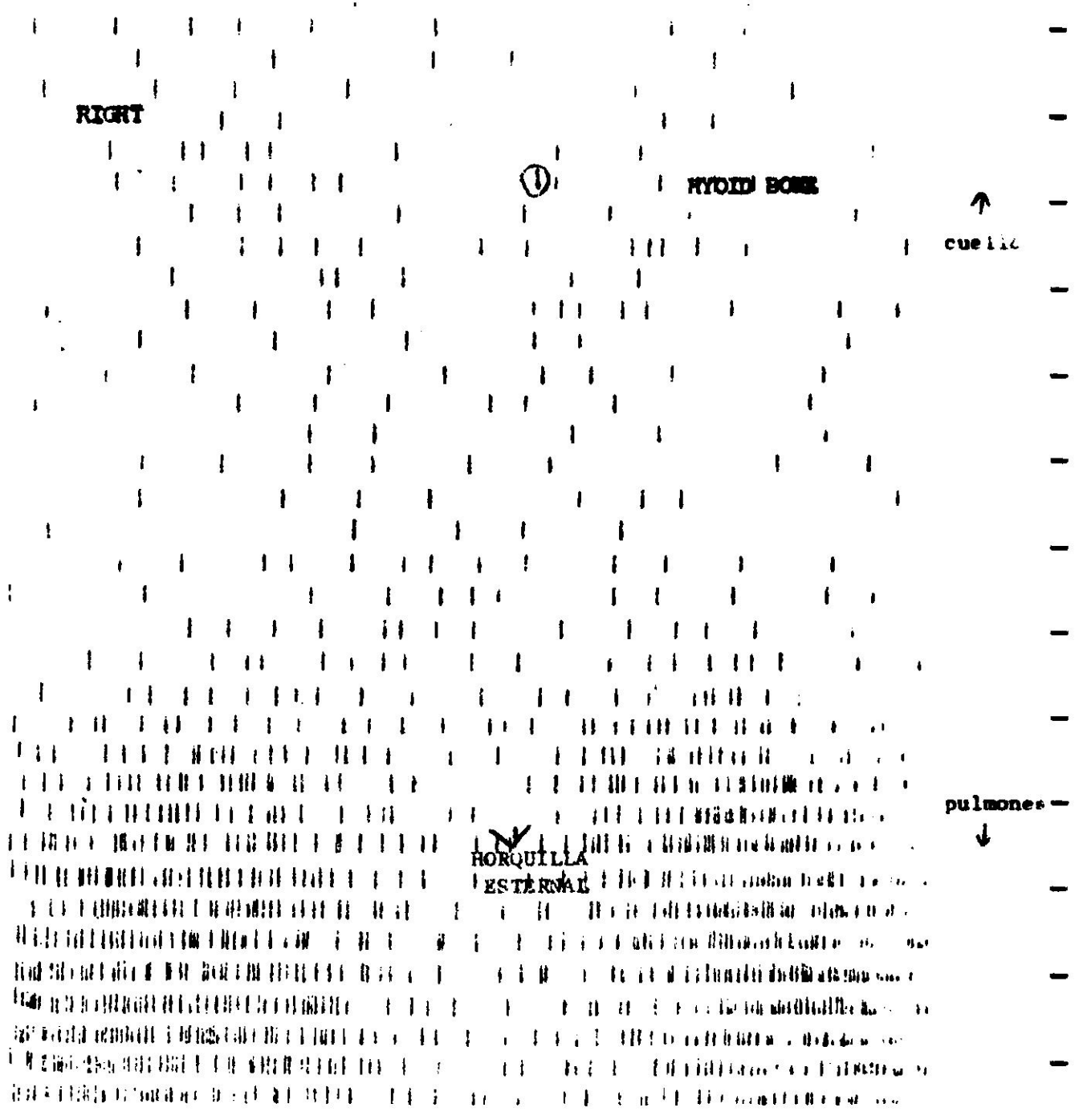


Fig. 5-D Cáncer de Tiroides Metastático al Cuello y Pulmones

División de Aplicaciones Clínicas, CNPR

El aparato circulatorio ofrece oportunidades especiales para el estudio de funciones dinámicas del organismo. El débito cardíaco, la velocidad y flujo de la circulación en distintas regiones y órganos del cuerpo son fácilmente demostrables por instrumentos de detección externa. Aunque estos métodos aún no han ganado una marcada aceptación clínica, tienen un gran potencial que brindar en la evaluación de pacientes afectados por lesiones del aparato cardiovascular. Las funciones de los riñones y el hígado se estudian ventajosamente con la ayuda de sustancias marcadas que son concentradas específicamente y eliminadas por éstos órganos. Se han probado numerosas sustancias marcadas de conocida afinidad por el riñón, pero entre éstas, se ha destacado el ácido ortoiodohipúrico I-131 en la prueba radioisotópica del riñón denominada renograma. Esta prueba se realiza inyectando una pequeña cantidad de ácido hipúrico I-131 (5 - 10 μ c) por vía endovenosa y obteniendo trazados de las curvas de radioactividad sobre cada riñón de las cuales se infiere el estado de la circulación renal, el funcionamiento del parénquima renal en la extracción y concentración de sustancias de la sangre que deben eliminarse por la orina y finalmente la eficiencia del proceso excretor a través de las vías urinarias.

En el trazado que sigue se ilustra un renograma de apariencia normal en el cual los distintos componentes de la curva se han designado por separado para su análisis. En el gráfico se aprecian tres segmentos: A, B, y C. El segmento A es el segmento inicial de la curva vista de derecha a izquierda (alcanza aproximadamente $3/4$ de la amplitud máxima) representa la rápida ascensión de actividad sobre cada riñón y se debe a la súbita llegada del bolo radiactivo a los riñones. El nivel o amplitud de este segmento inicial es una función de la circulación general en gran parte, a la cual contribuye un poco la actividad presente en la arteria renal. El segundo segmento,

Segmento B, se extiende desde A hasta lo cima; representa la circulación intrarenal de la substancia marcada y su extracción de la sangre por el riñón. Se denomina también esta porción de la curva como el segmento túbulo-vascular porque refleja simultáneamente la circulación dentro del parénquima renal y la actividad secretora del túbulo renal. El segmento final, C, está formado por el asa descendente de la curva. Su configuración refleja la fase excretora de la orina. Un trazado de apariencia normal es como el que se vé en la ilustración que sigue, figura 6.

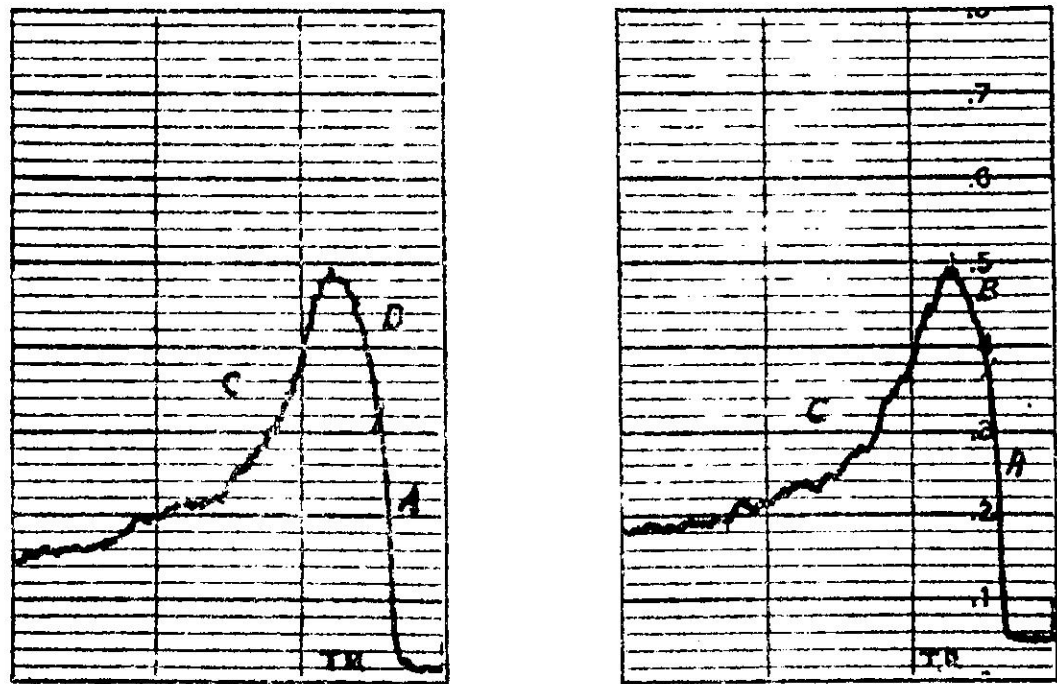


Fig. 6 Renograma normal.* División de Aplicaciones Clínicas, CNPR.

*El gráfico se registra desde la derecha a izquierda y aparece aquí tal como es registrado. Esto aplica a todos los gráficos de riñones e hígado mostrados aquí.

El renograma puede reflejar trastorno en una o más de las funciones del aparato urinario, según el proceso patológico afecte una o más funciones del sistema.

Las ilustraciones 7 y 8 muestran los cambios que pueden ocurrir como resultado de una obstrucción crónica de las vías urinarias.

1. el primer cambio es la dificultad en el flujo de la orina - patrón riñón derecho, figura 7.

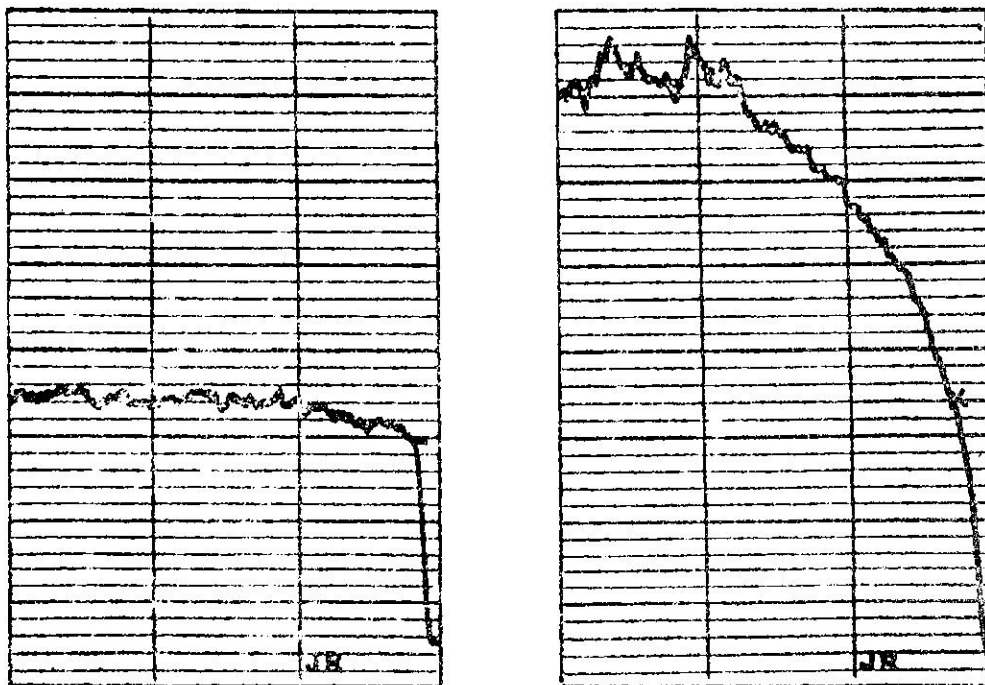


Fig. 7 Obstrucción Urinaria Crónica por Cáncer Cuello Uterino.

Riñón derecho obstruido pero riñón funcionante.

Riñón izquierdo obstruido, riñón no funcionante.

División de Aplicaciones Clínicas, CNPR.

2. el segundo cambio es la disminución de la función túbulo-vascular o segmento B - patrón de ambos riñones, figura 8.

3. el tercer cambio es la destrucción total de la función renal, equivalente fisiológico de ausencia de riñón - patrón riñón izquierdo, figura 7.

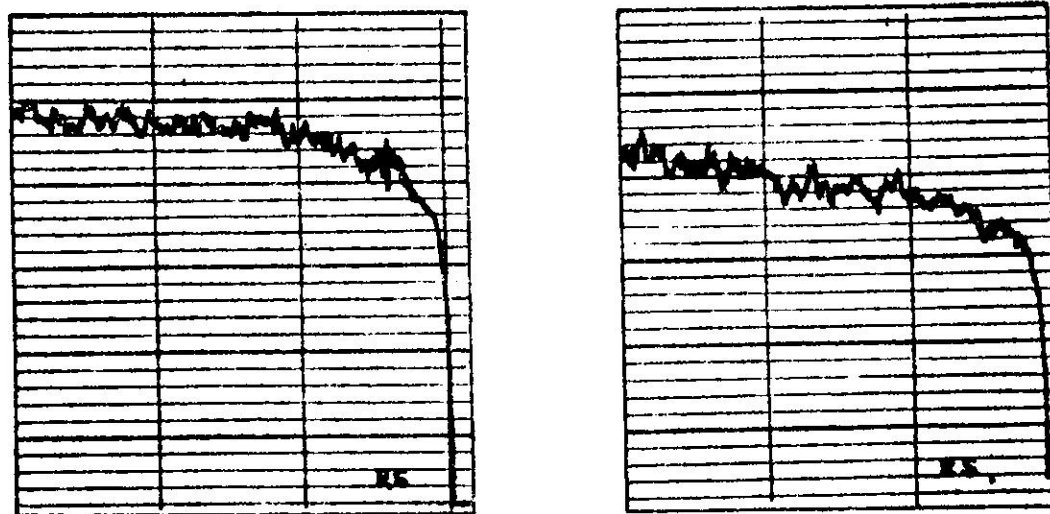


Fig. 8 Obstrucción Urinaria Crónica por Cáncer Cuello Uterino.

Ambos riñones obstruidos con disminución segmento túbulo-vascular.

División de Aplicaciones Clínicas, CNFR.

El hígado se examina en forma similar que los riñones. Se usa Rosa de Bengala marcada con I-131 y su extracción de la sangre por el hígado y eliminación por las vías biliares pueden estudiarse de una curva de actividad hepática, denominada hepatograma. Esta curva permite conocer el estado de función del tejido hepático y la eficiencia del drenaje biliar desde el hígado hacia el intestino. La captación de rosa de bengala I-131 ocurre en forma exponencial y alcanza su máximo entre 30 y 40 minutos, luego comienza un descenso que representa la actividad de flujo biliar cuya caída desde la amplitud máxima hasta el 50% se obtiene generalmente entre 90 y 120 minutos. El tiempo que toma recibirse una señal de llegada de material radioactivo al intestino delgado desde que se inyecta el paciente es un índice valioso del funcionamiento de las vías biliares. En pacientes normales este período es usualmente inferior a los 20 minutos. Ejemplos de resultados normales y anormales se ilustran en los siguientes trazados.

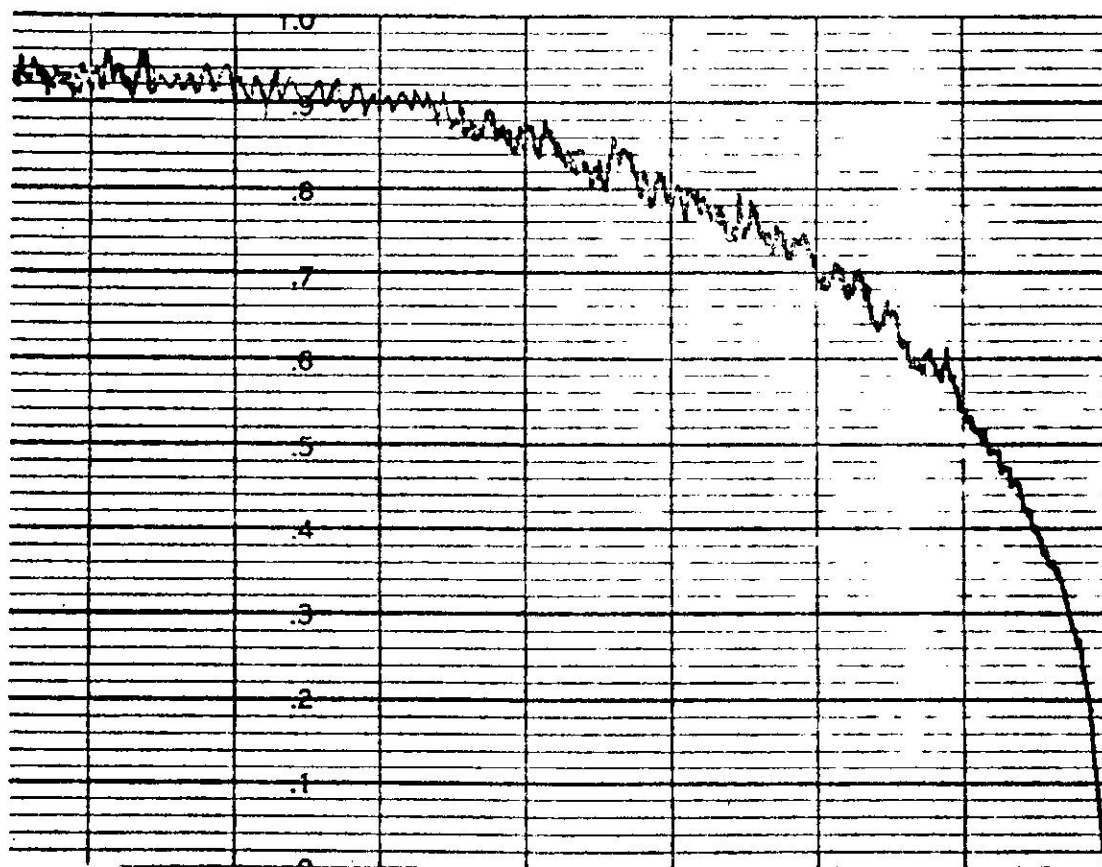


Fig. 9 Hepatograma Normal.

División de Aplicaciones Clínicas, CNPR

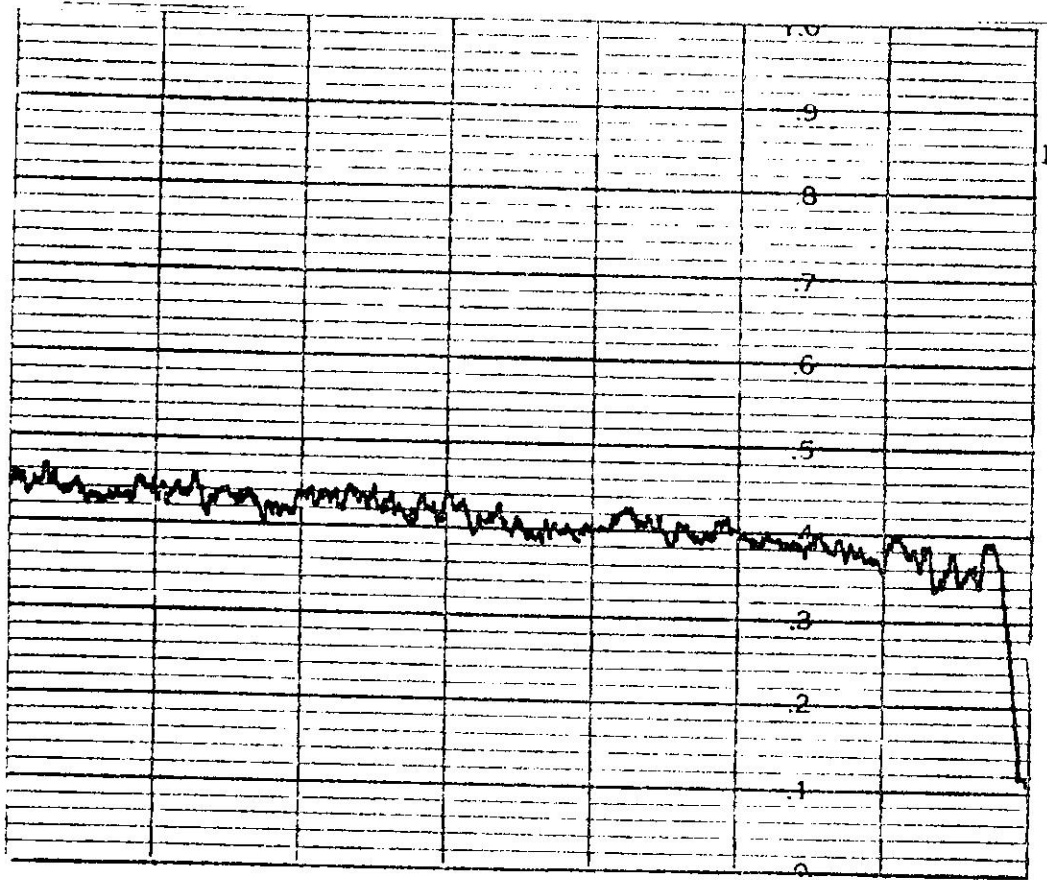


Fig. 10 Hepatograma Anormal: Hepatitis

División de Aplicaciones Clínicas, CNPR

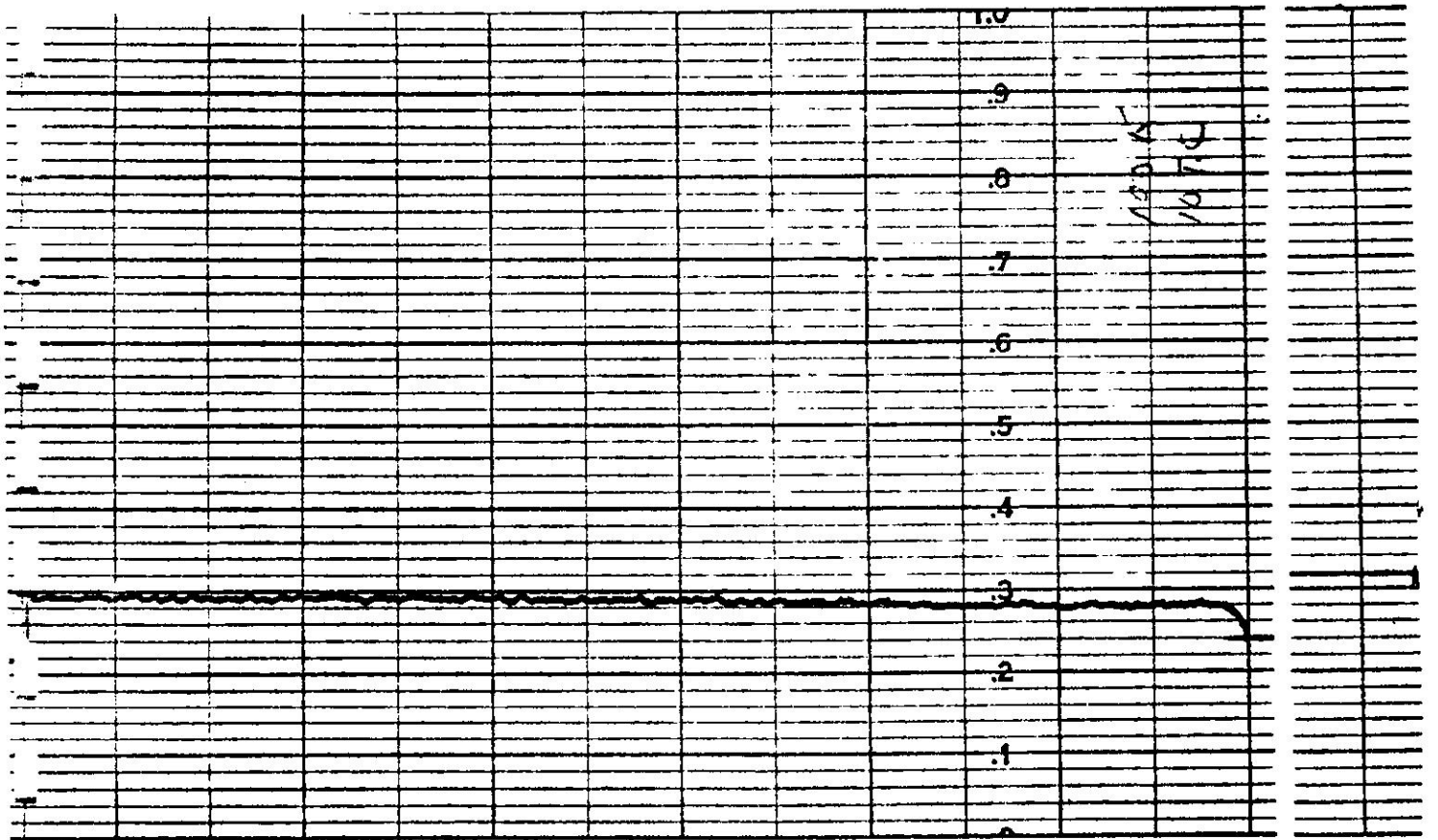


Fig. 11 Hepatograma Anormal: Cáncer Hígado.

División de Aplicaciones Clínicas, CNPR.

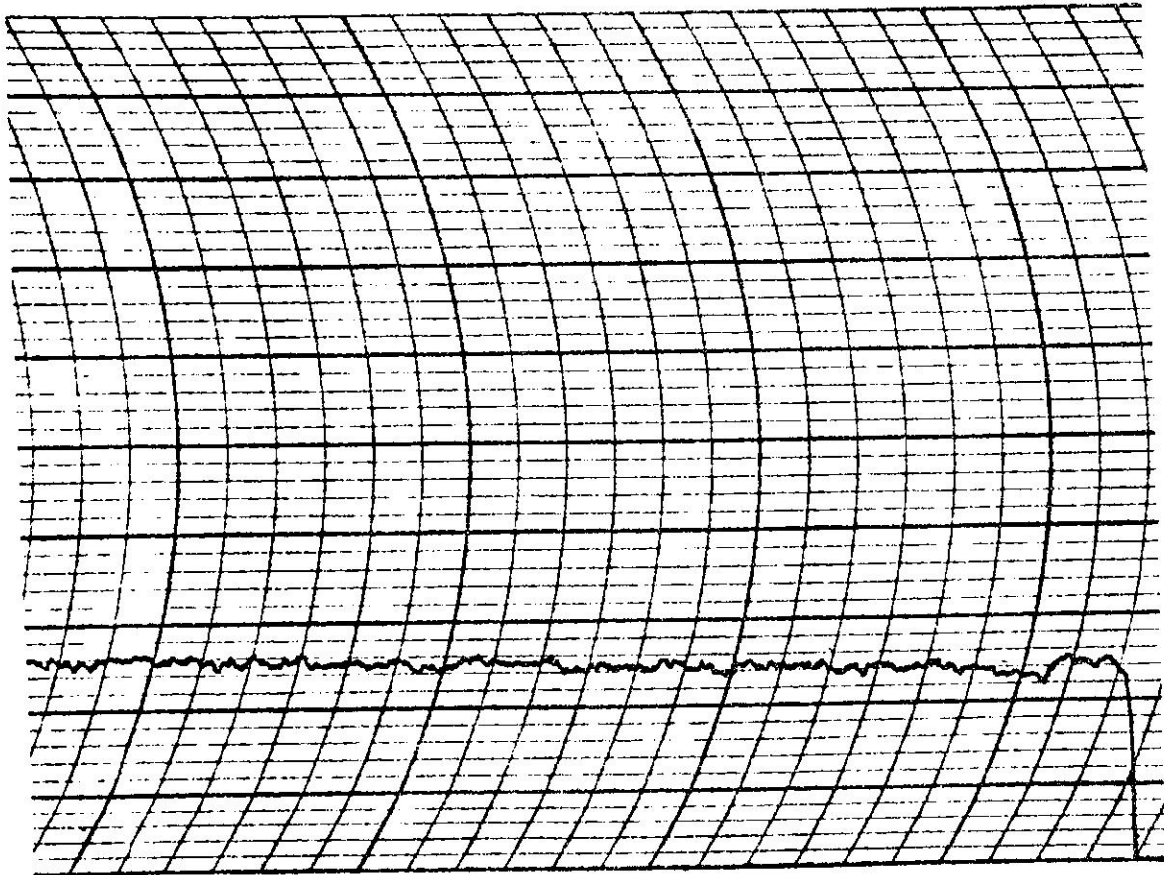


Fig. 12 Hepatograma Anormal: Cirrosis hígado, etapa terminal.

División de Aplicaciones Clínicas, CNPR.

El aparato digestivo está estrechamente vinculado al sistema hematopoyético. Trastornos en la digestión y absorción de sustancias alimenticias repercuten en la formación de los elementos corpusculares, especialmente, los glóbulos rojos. En los síndromes de malabsorción intestinal se manifiestan anemias de diversos tipos deficitarios como son las anemias megaloblásticas de Esprú tropical, anemia perniciososa, nutricional, parasitarias y otras.

Los procesos digestivos y de absorción del aparato digestivo son relativamente fáciles de evaluar por medio de sustancias marcadas con radioisótopos. La prueba de absorción de vitamina B-12 sirve para distinguir entre un trastorno principalmente del estómago (anemia perniciosa) y la mala absorción intestinal. Las grasas marcadas (ácidos grasos libres y grasa neutra) pueden señalar con relativa claridad el proceso afectado con relación a este alimento: si es defecto de la digestión (enfermedad pancreática) o defecto de la absorción (enfermedad intestinal).

La absorción de grasas se obtiene valorando el % de la dosis presente en la circulación 4 a 6 horas después de haberse administrado la sustancia marcada por la vía oral. Los niveles normales están por encima del 6% de la dosis administrada. Los pacientes con anomalía de absorción poseen niveles sanguíneos inferiores al 4%. Figura 13.

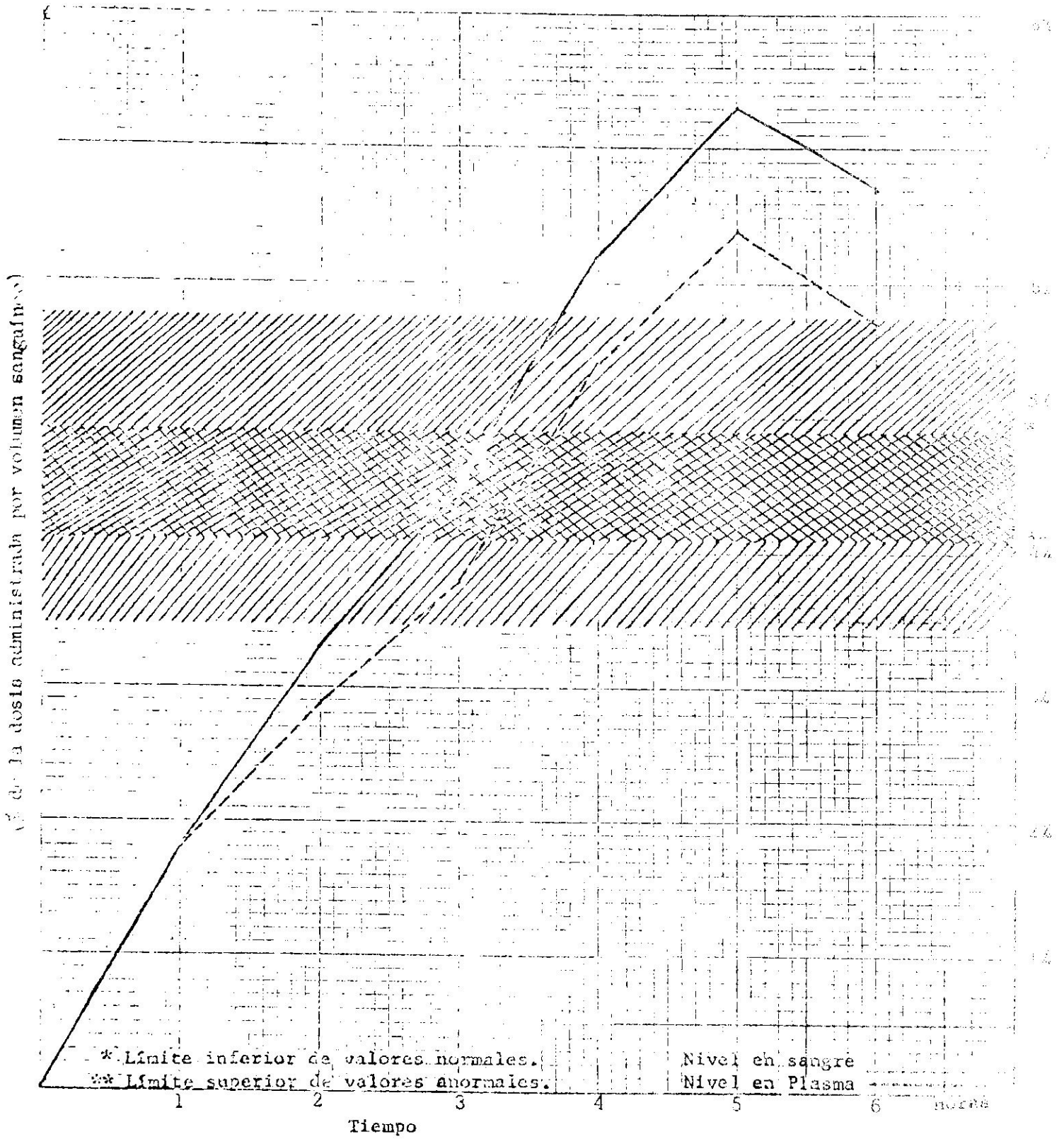


Fig. 13 Curva de Absorción de Grasas Marcadas con I-131.

División de Aplicaciones Clínicas, CNPR.

Los cuadros hematológicos que presentan trastornos de producción o destrucción de sangre se estudian utilizando glóbulos rojos marcados con Cromo 51 en vitro y con hierro 59 en vivo. En anemias de diversos tipos, algunas relacionadas con hiperactividad del bazo, otras con mal funcionamiento de la médula ósea y otras por pérdidas de sangre, se puede ayudar a catalogar mejor el tipo de trastorno con la utilización de los isótopos de cromo e hierro.

En la discusión precedente se ha enfatizado la valoración cuantitativa en la utilización diagnóstica de pruebas con radioisótopos. Queda el método de localización isotópica para la visualización de órganos, tumores o lesiones destructivas. Algunos ejemplos ya se ofrecieron en la discusión de tratamiento del cáncer de tiroides.

En las ilustraciones siguientes se presentan ejemplos de entidades patológicas que se diagnosticaron con ayuda de esta técnica. Figuras 14, 15 y 16.

IZQUIERDO

DERECHO

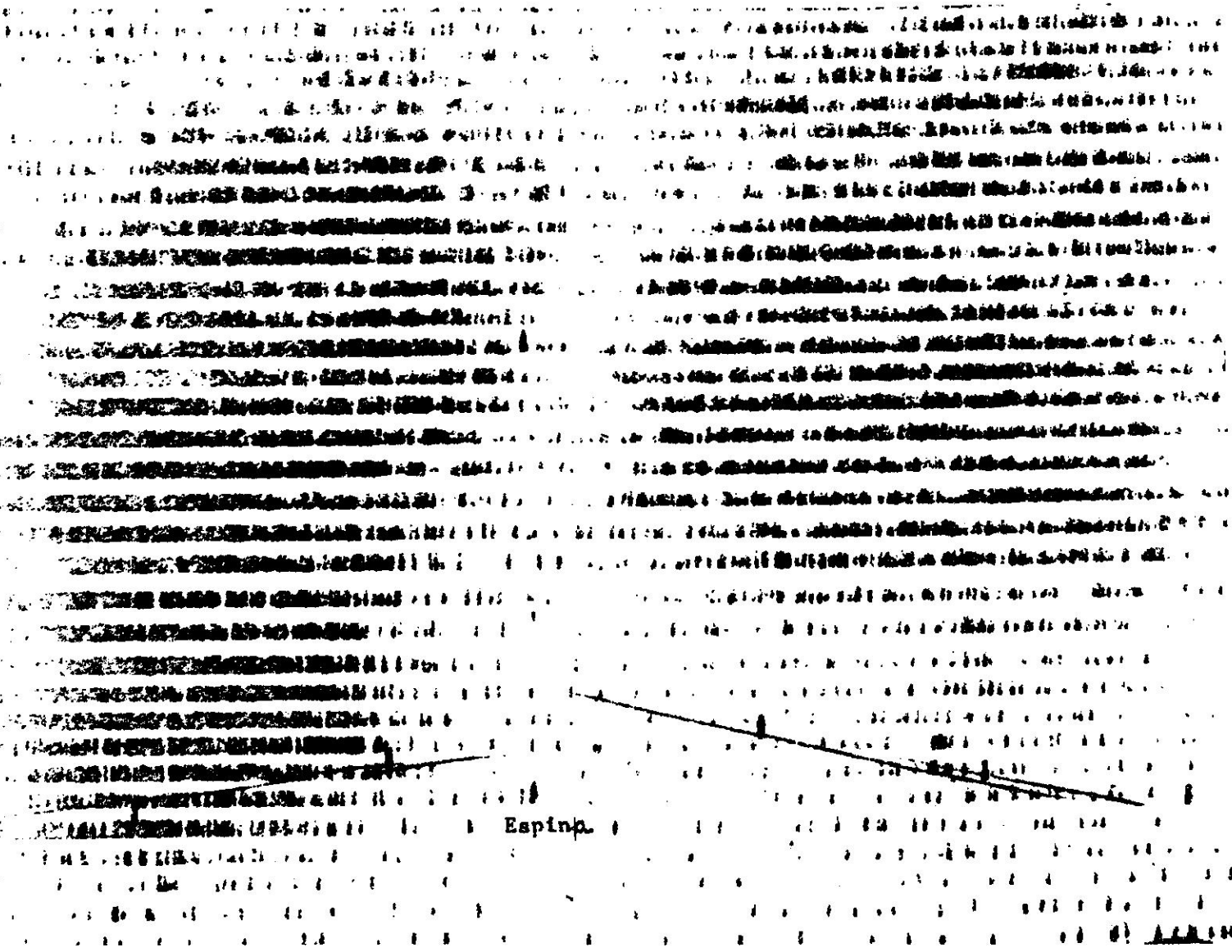


Figura 14 Hipernefroma - Riñón derecho. El tumor ocupa el área de actividad disminuida en el polo inferior del riñón izquierdo.

TZQUIRDO

DERECHO

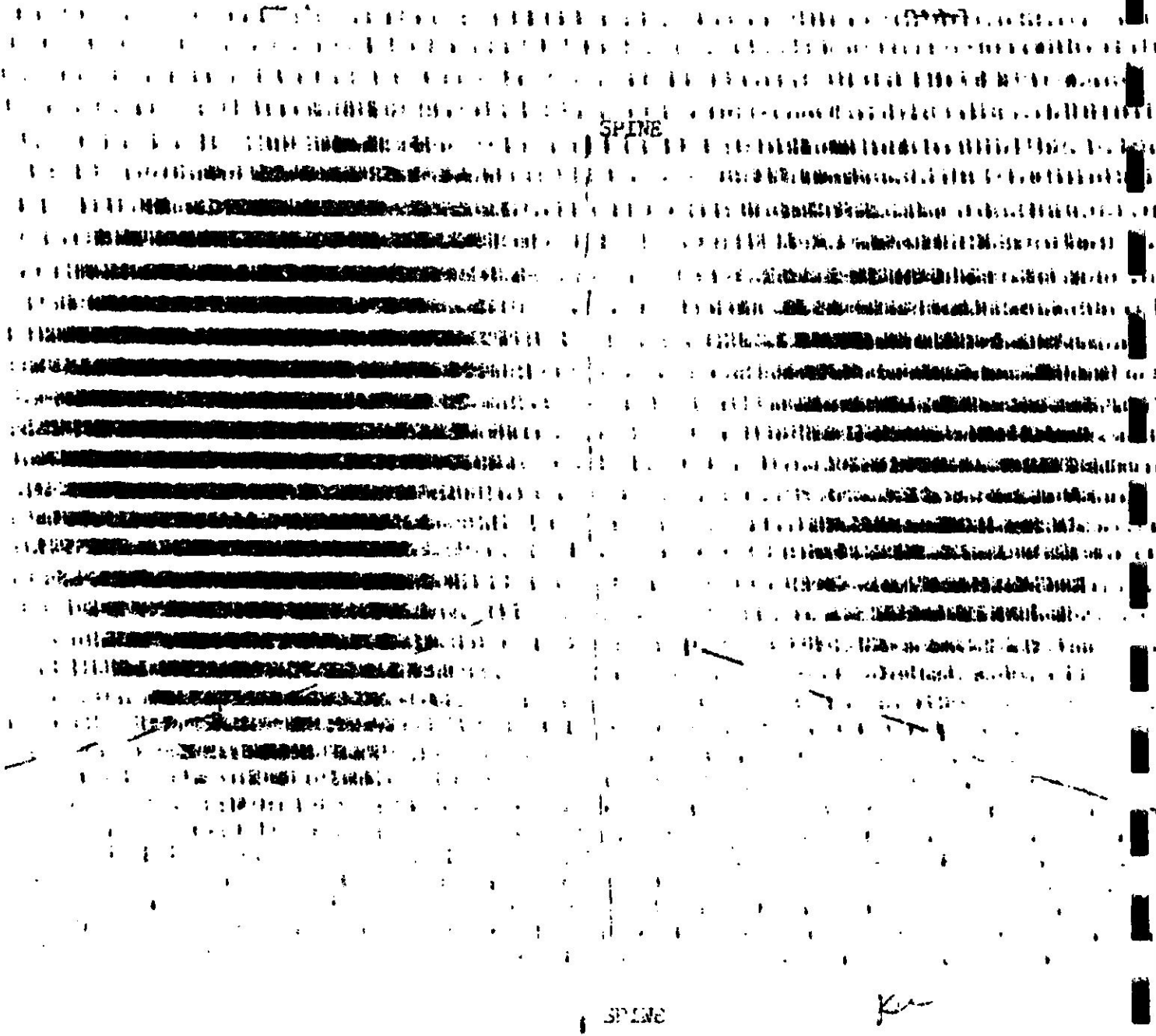


Fig. 15 Pielonefritis crónica y cálculos. Riñón derecho-disminución de la actividad y tamaño del riñón.

División de Aplicaciones Clínicas, CNPR.

IZQUIERDO

DERECHO

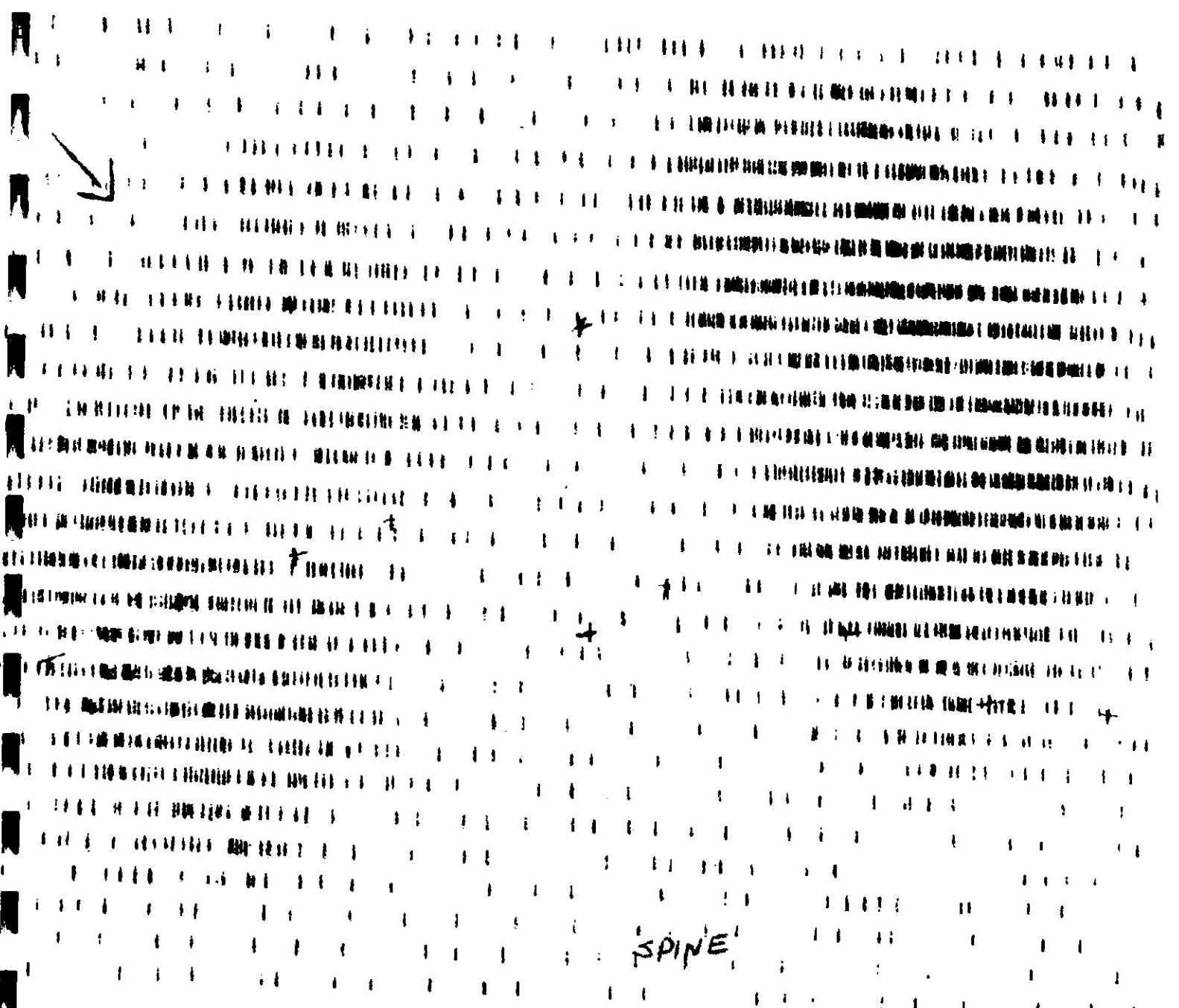


Fig. 16 Trombosis de arteria intra-renal. - Riñón izquierdo. La zona infartada es el segmento triangular que se observa en la periferia del polo superior del riñón izquierdo.

PROYECCION LATERAL

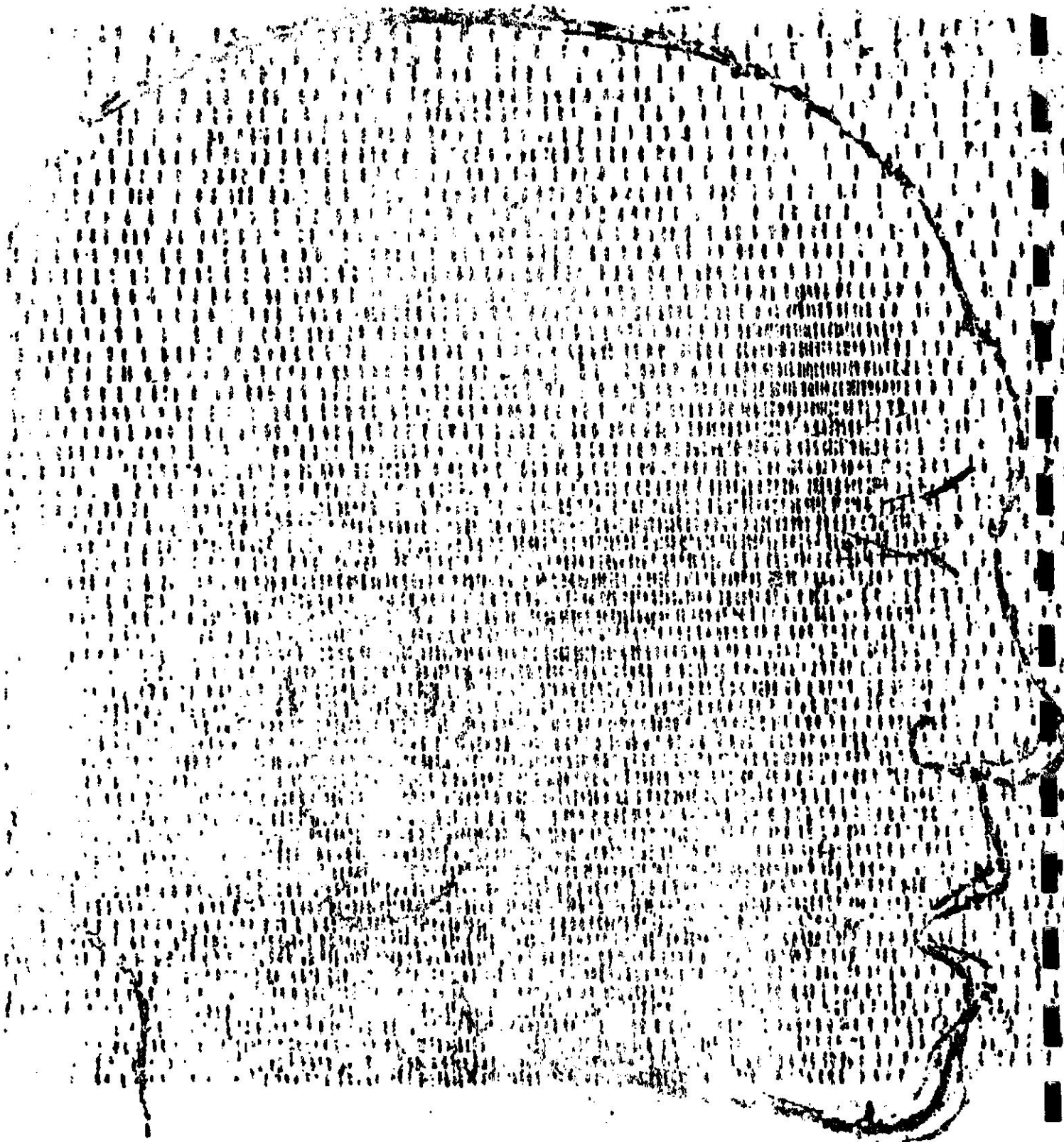


Fig. 17-1 Gammaplasma de Cerebro con Neoblastos Hg. 203
Cáncer del Cerebro. El tumor está señalado por
el área de mayor concentración isotópica en la
región frontal.

PROYECCION FRONTAL

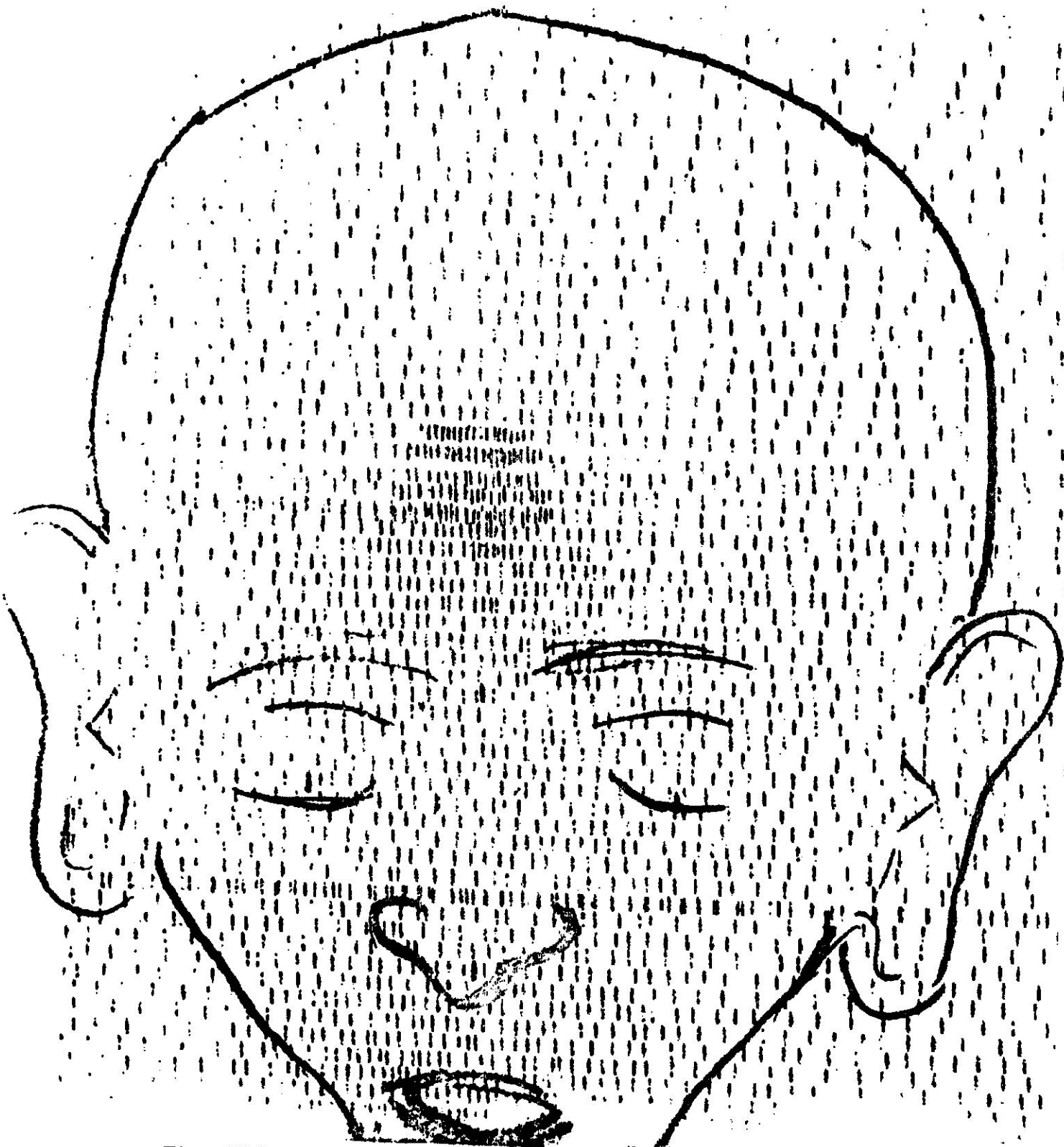


Fig. 17-B Gamagrama de Cerebro con Neohidrina Hg 203
Cáncer del Cerebro. El tumor está señalado por
el área de mayor concentración isotópica.

División de Aplicaciones Clínicas, CNPR.

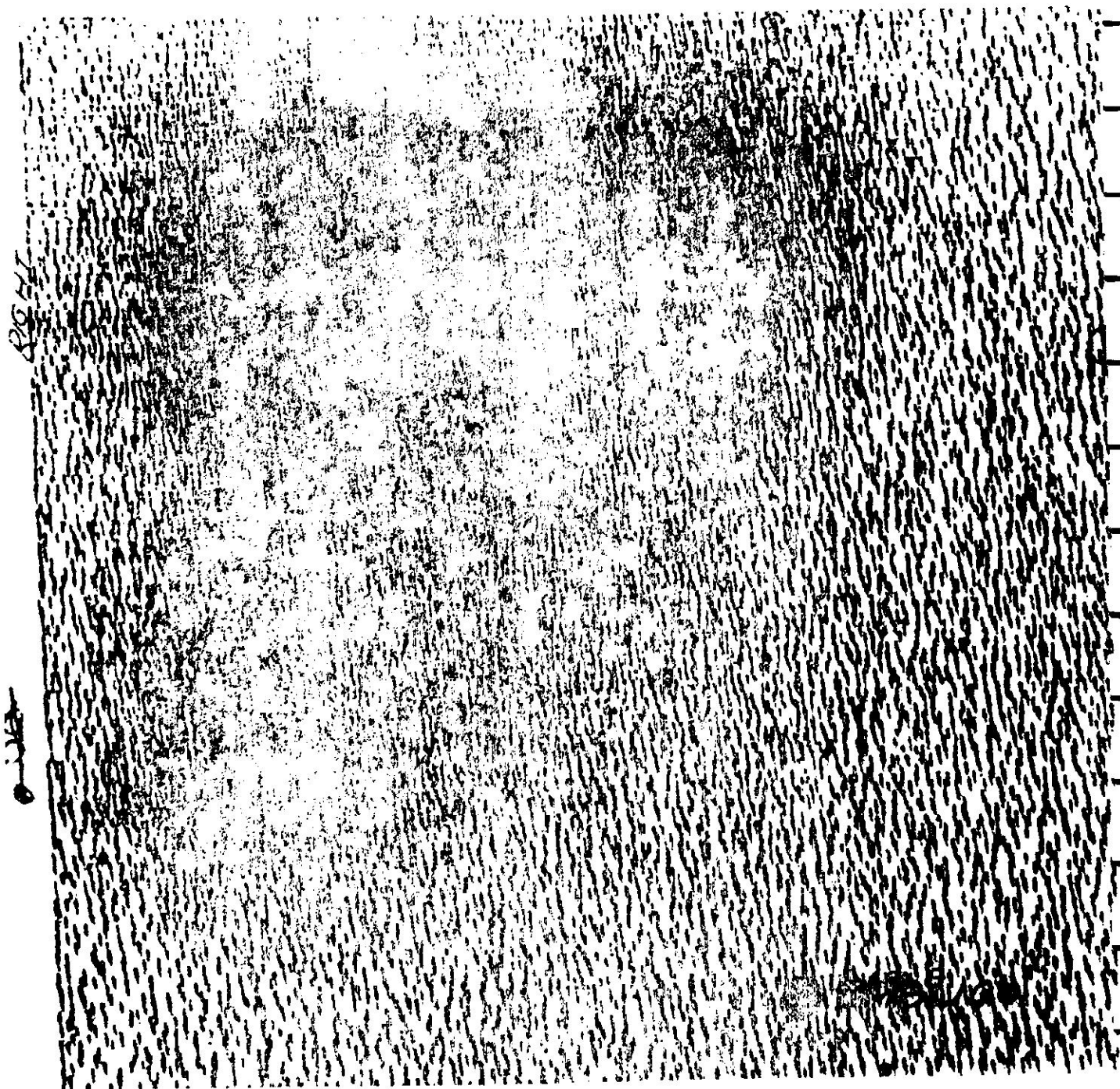


Fig. 18 Gamagrama de Hígado con Rosa Bengala I-131
Cáncer de Hígado: El Tumor está señalado por el
área de actividad disminuida en forma semilunar.

División de Aplicaciones Clínicas, CNPR.

RESUMEN

La intención de esta presentación es señalar en forma general los usos más frecuentes de los radioisótopos en la medicina. Se describieron los métodos de análisis en el paciente y muestras derivadas de éste en los cuales se obtienen medidas cuantitativas que ayudan a determinar estados funcionales de un órgano o sistema fisiológico en el cuerpo humano. Los métodos de medición incluyen detección externa, detección en vitro, localización radioisotópica, autoradiografía en tejidos y sustancias, y en el cuerpo humano por medio de gamagramas para la "visualización" de vísceras o tumores. Las aplicaciones clínicas son diversas y la presente discusión no pretende cubrir todos los usos que se conocen o que se le da a sustancias radioactivas para facilitar el manejo del paciente ya sea contribuyendo datos de valor diagnóstico o aportando una modalidad adicional de terapia por radiación. Los isótopos no son un panacea para determinar diagnósticos en los enfermos pero su gradual y progresiva incorporación a la medicina producirá un efecto saludable que eventualmente se reflejará en la práctica médica en general.

REFERENCIAS

1. Solomon, Silver, Radioactive Isotopes in Medicine and Biology, 2da. Edición, Lea and Febiger, Philadelphia, 1962.
2. Fields, T., Seed, L., Clinical Use of Radioisotopes, A Manual of Technique, 2da. Edición, The Yearbook Publishers, Inc., Chicago, 1961.
3. Bland, W. H., Bauer, F. K., Cassen, B., The Practice of Nuclear Medicine, Charles C. Thomas, Springfield, Illinois, 1958.
4. Beierwalters, W. H., Johnson, P. C., Solari, A. J., Clinical Use of Radioisotopes, W. B. Saunders Co., Philadelphia, 1957.
5. Proceedings of the Second International Conference, United Nations, Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, Sept. 1958, vol. 26.
6. King, R. E., Mitchell, G. T., A Manual for Nuclear Medicine, Charles C. Thomas, Springfield, Illinois, 1961.
7. Winter, C. C., Radioisotope Renography, The William and Wilkins Co., Baltimore, 1963.
8. Medotopes, Squibb, 1960.
9. Proceedings of the International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, United Nations, Geneva, 1955, vol. 10.

CAPITULO XVIII

USOS INDUSTRIALES DE RADIOISOTOPOS

Introducción

El descubrimiento de la radiactividad ha constituido un evento de enorme importancia en el campo de la técnica industrial tanto en la utilización de la energía nuclear como en el uso de radioisótopos ya sean éstos naturales o artificiales.

Aunque el tema principal de esta discusión es el uso industrial de los radioisótopos puede hacerse una breve mención del tópico de energía nuclear.

Como es bien sabido, las fuentes de energía naturales tales como carbón mineral, petróleo y gas natural tienen una vida finita, es decir, se van agotando. Es por tanto una necesidad vital el obtener otras fuentes de energía capaces de hacer frente a las necesidades del futuro, las cuales serán cada día mayores a medida que se avanza en el campo de la técnica y a medida que las naciones subdesarrolladas se van industrializando. La fisión de un gramo de uranio o plutonio por día producirá un megavatio de potencia. Para obtener la misma cantidad de calor por métodos convencionales requeriría la combustión de más de tres toneladas de carbón mineral o de 700 galones de aceite combustible. Otro punto a considerar es el hecho de que el petróleo y el carbón mineral además de su uso como combustibles, son empleados en un gran número de industrias tales como las industrias petroquímicas; como lubricantes, etc. Por lo tanto, sería de beneficio limitar su uso como combustible para de esta forma aumentar la cantidad disponible para otros fines. Además de lo ya mencionado hay que añadir un buen número de países que carecen de yacimientos de petróleo, minas de carbón mineral y otros recursos naturales para fuente de energía, dado lo cual éstas áreas serían grandemente favorecidas al contar con reactores nucleares como fuentes de potencia.

Lo dicho anteriormente no debe crear la idea de que la energía atómica representa una solución final a los problemas discutidos. El establecimiento de una planta nuclear envuelve una inversión considerable tanto en cuanto a su establecimiento como en cuanto a su operación y mantenimiento. Tampoco debe creerse que las fuentes de combustible nuclear son ilimitadas. Aunque la cantidad de uranio y torio presente en la naturaleza es comparable a la de zinc, estaño y plomo, y mayor que la de oro, plata y mercurio, esta gran cantidad se encuentra muy dispersa por la superficie terrestre y por consiguiente el número de minas de importancia económica es muy limitado. De hecho solo hay dos depósitos minerales--en Congo y el Canadá--cuyo contenido de uranio sobrepasa el 1%. La única fuente importante de torio se encuentra en India. Se estima que las reservas mundiales son 25 millones de toneladas de uranio y un millón de toneladas de torio. Debe recordarse que solo el 0.7 % de uranio natural es U-235, es decir, uranio fisionable; esto significa que la cantidad de U-235 es de 175,000 toneladas. Obviamente ésta es una cantidad muy limitada y no puede considerarse como una solución al problema del consumo de energía.

Afortunadamente existe la posibilidad de mejorar la situación con el reactor autorregenerador o de ganancia, el cual genera potencia por la fusión con neutrones rápidos y a la vez regenera mayor cantidad de material fisionable que el que consume. Un reactor a base de uranio 238 regenera plutonio 239, el cual es un combustible nuclear.

Uso de radioisótopos

Sería imposible presentar aquí una lista de todas las aplicaciones industriales de los radioisótopos ya que cada año se diseñan nuevos métodos empleados por un número cada vez mayor de empresas industriales. Solo se dará

una idea muy general de algunas aplicaciones básicas y el principio envuelto en las mismas.

Radiografía

El uso de los radioisótopos en radiografía es similar al uso de las máquinas de Rayos X; medidas de espesor, densidad de materiales, defectos en los mismos, etc., aunque cada método tiene ventajas que es necesario considerar en cada caso específico. Así por ejemplo el equipo usado para tomar radiografías por medio de radioisótopos es más sencillo, más barato, y de más fácil transportación y menor tamaño que el usado para Rayos X. En cambio las máquinas de Rayos X no ofrecen peligro de contaminación, permiten selección de energía, el tiempo empleado para cada radiografía es mucho más corto que el necesario cuando se usan radioisótopos, la resolución de las fotografías es mejor y naturalmente la energía de la fuente no decae por desintegración radiactiva.

Anteriormente se usaba radio como fuente radiactiva, pero ha sido substituído por radioisótopos naturales de menor costo y menor riesgo. Algunos de los radioisótopos más usados son Co-60 y Cs-137.

La fuente radiactiva debe ser, si posible puntiforme y de alta actividad específica por volumen. La distancia entre el objeto y la placa o película debe ser la más pequeña posible. La distancia entre la fuente y el objeto debe ser la mayor posible tomando en consideración el tiempo de exposición.

Obviamente, los radioisótopos usados son emisores gama, aunque también se ha empleado radiación beta para radiografiar materiales muy finos. Además de radiación gama y beta puede usarse una fuente de neutrones.

Las fuentes radiactivas también ofrecen posibilidades para la producción de Rayos X. Bombardeando un elemento pesado con radiación beta puede

conseguirse rayos X de poder de penetración intermedia entre emisores beta y gama. También está bajo estudio la posibilidad de usar radioisótopos para la producción de Rayos X de alta energía.

Autoradiografía

Esta técnica consiste en colocar una película fotográfica en contacto con material radiactivo. La radiación afectará la película de tal suerte que al revelarse la misma se observará la posición del radioisótopo. Es, por tanto, de utilidad, en el campo industrial, para estudios de aleaciones pudiendo determinarse la distribución y difusión de los componentes, etc.

Para conseguir una buena resolución, el material a examinarse debe ser lo más delgado posible, la emulsión fotográfica debe consistir de granos finos y estar en contacto íntimo con la muestra bajo investigación. El poder de penetración de la radiación es un criterio sumamente importante, a menor penetración mayor resolución. Se prefiere por lo tanto usar emisores de energía baja, como Carbono 14 e Hidrógeno 3, o aún mejor, emisores alfa. Ya que el número de radioisótopos disponibles de este último tipo es limitado puede inducirse la producción de emisores alfa en la muestra por bombardeo con neutrones. Ejemplo de ello sería una muestra que contenga boro.

Radioisótopos como trazadores

El principio que opera en este método es el mismo en el cual se basa el uso de radioisótopos como trazadores en estudios químicos y biológicos. El material radiactivo se incorpora al sistema constituyendo así una marca que puede seguirse a lo largo de un proceso.

El número de aplicaciones industriales que pueden clasificarse bajo esta categoría es considerable, solo se mencionarán algunos ejemplos.

Uno de los campos donde más éxito ha tenido esta técnica ha sido en el estudio de desgaste metálico. Una pieza de maquinaria se activa general-

mente por bombardeo con neutrones en un reactor nuclear, se monta, y en cuestión de a lo sumo minutos es posible detectar radiactividad en el lubricante, indicando así el grado de desgaste sufrido por la pieza. De este modo se puede estudiar la influencia en el desgaste metálico de factores tales como composición del metal, temperatura, velocidad de operación, tipo de lubricante, etc. Estas medidas pueden llevarse a cabo en forma continua, es decir, sin necesidad de desmontar la maquinaria y mientras la misma está en operación, la data obtenida va siendo llevada a un registro gráfico. Debe apuntarse que aunque la técnica es muy útil y de gran aplicación, adolece de algunas fallas. Primero, el problema de riesgo de exposición del personal, segundo la dificultad que conllevaría irradiar piezas de gran tamaño y tercero la contaminación de la maquinaria. Una forma de resolver estas dificultades es activando la pieza con deuterones, en vez de neutrones, de tal suerte que solo la superficie del material se torna radiactiva disminuyehdo por tanto el nivel de exposición. O, sencillamente, en vez de incorporar radiactividad al conjunto mecánico bajo investigación, se recogen muestras del lubricante usado, y se scmeten a análisis por activación.

Los radioisótopos han sido usados como trazadores para detectar la presencia de detergente en alimentos tales como frutas y vegetales que han sido lavados antes de ser procesados, para estudios de difusión metálica, para determinar la eficacia de máquinas de lavar, etc., etc.

Medidas sin contacto

Si un material cualquiera es colocado entre una fuente radiactiva y un instrumento detector, se observará una disminución en la lectura del instrumento. Al ser movido el conjunto de la fuente y el detector a lo largo del material en cuestión, la lectura deberá permanecer constante dentro de los

límites estadísticos. De no serlo, la variación en el contaje será debida a una irregularidad en el material. Así, por ejemplo, si el material a examinarse está en forma de una lámina o cinta de densidad uniforme un cambio significativo en la velocidad de recuento se deberá a una variación en el espesor de la lámina o cinta. Si por el contrario se trata de un material de dimensiones constantes tales como líquido en una tubería la variación indicará un cambio en densidad debido a burbujas de gas, etc.

Esta es una técnica muy versátil la cual se ha hecho prácticamente rutinaria en un buen número de instalaciones industriales, siendo muy popular en la industria de la elaboración de cigarrillos donde se emplea para determinar la densidad de los mismos.

El nivel de líquido o sólido en un tanque puede también medirse moviendo de arriba a abajo la fuente radiactiva y el detector colocados en lados opuestos del tanque. De este modo puede determinarse la altura de líquidos corrosivos, a altas temperaturas y otras situaciones similares.

Como puede verse, el uso de la radiactividad permite el tomar medidas sin haber contacto directo en el instrumento medidor y el material medido. Las medidas pueden ser obtenidas en forma continua, y la información obtenida utilizada para control automático del proceso. Es decir, si se tratase por ejemplo de una fábrica de cigarrillos estos irán pasando a gran velocidad por el espacio entre el detector y la fuente radiactiva. La lectura es llevada a un sistema automático que rechaza aquellos cigarrillos cuya densidad no caiga dentro de límites prefijados.

Otra forma de llevar a cabo medidas sin contacto se basa en el principio de retrodispersión. Si se investiga la retrodispersión producida por una superficie antes y después de ser cubierta con laca, pintura, etc. la

disminución en la velocidad de recuento será una medida del espesor del material de que ha sido cubierta. El método de retrodispersión permite también medir el espesor de las paredes de tanques, tuberías, etc. cuando se sospecha que ha habido corrosión de los mismos.

Los emisores beta encuentran aplicación para medir materiales de poco espesor, y los emisores gama para materiales de mayor espesor.

Otros usos

1. Detección de escapes en tuberías

Si se desea detectar un escape en una tubería, se inyecta material radiactivo que habrá de disolverse en el medio que circula la misma. Después de haber pasado suficiente tiempo para que el radioisótopo haya pasado por toda la extensión de la tubería, ésta es inundada de modo que todo el material radiactivo sea arrastrado fuera, con excepción de aquel que ha salido fuera a través del escape, el cual permanecerá en el medio que rodea la tubería. Si se investiga con un instrumento detector se notará un aumento en la lectura del instrumento en el sitio donde se encuentra el escape. Debe advertirse que la tubería puede estar cubierta con concreto, tierra, etc. de suerte que el radioisótopo empleado debe ser un emisor gama. Este método de detección ha sido muy usado en tuberías de agua, petróleo, productos químicos y otros.

2. Fuentes autoluminosas

Toda vez que la radiación produce excitación de los centelleadores los cuales emitirán entonces, luz visible, este efecto puede aprovecharse para señales y letreros autoluminosos en carreteras, salidas de emergencia en edificios, aviones, etc.

3. Baterías nucleares

La operación de las mismas puede basarse en varios fenómenos asociados a la desintegración radiactiva, tales como el efecto del calor, la multiplicación de iones y otros. Las baterías nucleares ofrecen la ventaja de poder acumular más carga y durante un período de tiempo mayor que una batería convencional de igual peso y el no sufrir deterioro con variación de temperatura.

4. Disipación de estática

Siendo así que la radiación produce ionización de aire, éste se vuelve un conductor de electricidad permitiendo la disipación de la carga electrostática. Ello es de importancia en sitios donde se trabaja con disolventes inflamables y en fábricas de textiles, plásticos, etc.

5. Detección de dinamita sin detonar

Añadiendo a la dinamita una pequeña cantidad de antimonio radiactivo, puede investigarse si luego de la explosión han quedado cartuchos de dinamita sin detonarse. De esta forma se protege el personal que trabajará en dicha área.

6. Alarmas de fuego

Debido al poco poder de penetración de las partículas alfa, la presencia de humo en el espacio entre una muestra de un emisor alfa será suficiente para absorber una buena parte de la radiación y activar una alarma.

7. Conservación de alimentos

La radiación puede ser empleada con éxito para la esterilización de alimentos. Desafortunadamente ello puede inducir cambios en sabor y valor nutritivo. Toda vez que la técnica es muy prometedora, ha sido y continúa siendo objeto de extensa investigación. Debe apuntarse que las dosis

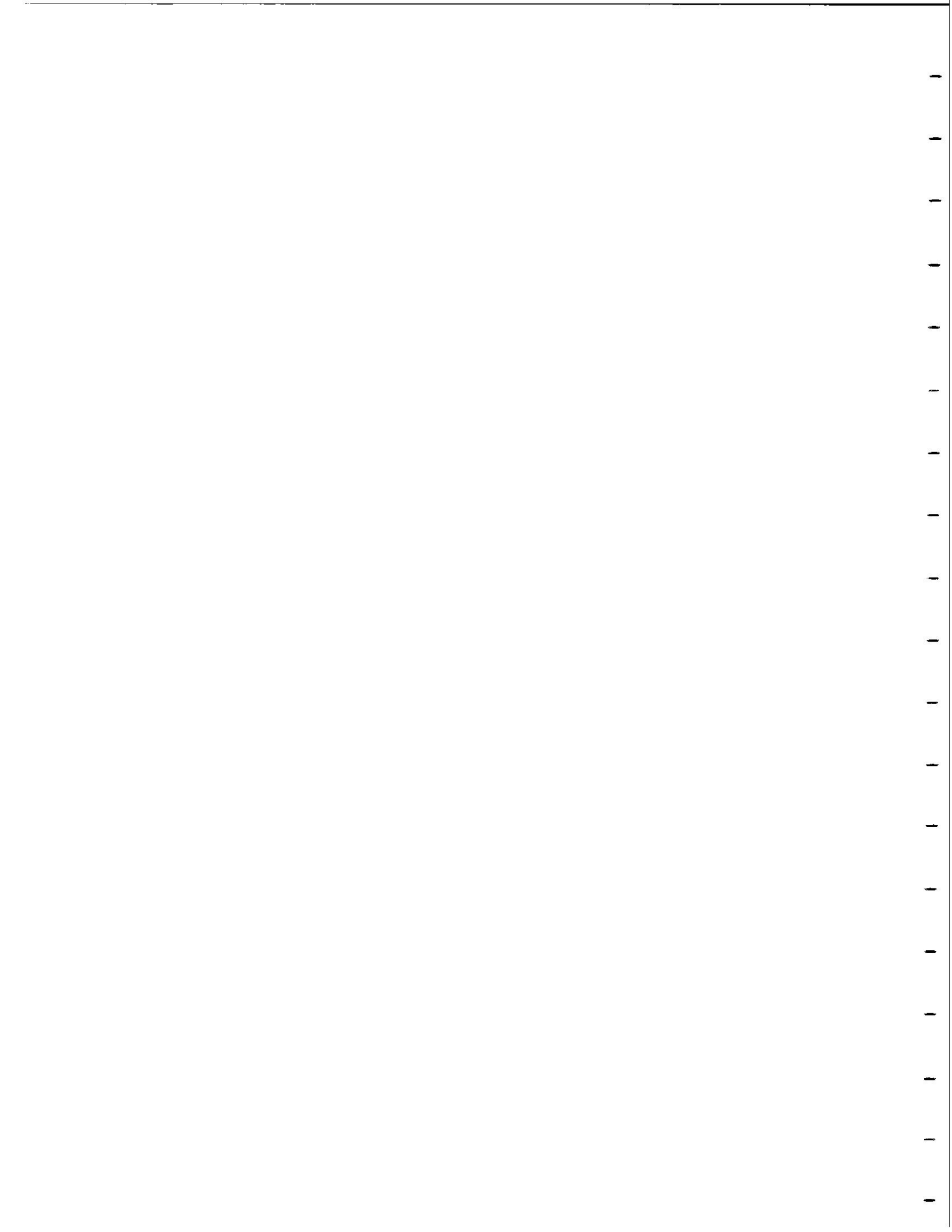
usadas son sumamente altas.

8. Irradiación de polímeros orgánicos

Al igual que en el caso anterior se trabajará a dosis muy altas. La radiación causa un aumento en el grado de entrelazamiento de los polímeros, lo cual mejora las propiedades mecánicas de los mismos.

REFERENCIAS

1. Radioisotopes in Science and Industry, Informe especial de la Comisión de Energía Atómica de E. U., 1960.
2. Rochlin R. S., y Schultz, W. W., Radioisotopes for Industry, Reinhold Publishing Corporation, New York, 1959.
3. Glasstone, S., Sourcebook on Atomic Energy, D. Van Nostrand Co. Inc., New Jersey, 1958.



CAPITULO XIX

INFORMACION TECNICA SOBRE RADIOISOTOPOS

La compra, venta y uso de radioisótopos en Estados Unidos está bajo la jurisdicción de la Comisión de Energía Atómica de acuerdo al Acta de Energía Atómica de 1954. La Comisión fue establecida formalmente en 1946 sucediendo al Proyecto Manhattan el cual fue creado durante la Segunda Guerra Mundial. Esta agencia gubernamental opera en colaboración con instituciones académicas e industriales circunscribiendo sus actividades a aquellas áreas donde no constituya una competencia a la industria o investigación privada.

Servicio de información

La Comisión de Energía Atómica cuenta con un servicio de información técnica para el beneficio de la ciencia e industria. La información suministrada por este servicio cae bajo una de dos categorías, a saber: clasificada y no clasificada. La información no clasificada es accesible al público en general. Incluye artículos publicados en revistas científicas, informes técnicos, traducciones de la literatura extranjera, dibujos de ingeniería para reactores, instrumentos, etc, bibliotecas depositarias y otros servicios. Los servicios de información clasificada son similares a los no clasificados, con la diferencia de que envuelven información no accesible al público en general. Para obtener información clasificada es necesario que las personas o agencias a recibirla posean un permiso de acceso expedido por la Comisión de Energía Atómica. Estos permisos pueden ser de categoría confidencial o secreta dependiendo, como es natural, del tipo de información suministrada. Toda persona que solicita tener acceso a información restringida o clasificada será investigada por la Comisión. Para personas que solicitan información dentro de la categoría confidencial, la investigación toma normalmente alrededor de 30 días; para la de categoría secreta, de dos a tres meses. Los permisos de acceso son

válidos por un período de dos años, luego de lo cual pueden ser renovados. Los poseedores de permisos de acceso no pueden recibir información sobre reactores militares, armas o tecnología de difusión gaseosa.

Periódicamente la Comisión hace una revisión de la información clasificada y de clasifica un número de renglones.

Licencias para la compra y uso de radioisótopos

Aunque la Comisión tiene jurisdicción sobre todas las áreas relacionadas con la producción y uso de la energía atómica, solo mencionaremos la reglamentación relacionada a la compra, venta y posesión de radioisótopos.

De acuerdo a las reglas establecidas por la Comisión, la población general de los Estados Unidos posee una "licencia general" para la posesión de radioisótopos, limitado este privilegio por varias consideraciones que mencionaremos más adelante. Para obtener radioisótopos bajo condiciones diferentes a las que aplican a los poseedores de la licencia general, se hace necesario recibir mediante solicitud previa, una licencia específica de la Comisión.

La posesión de una licencia general permite a la población en general la posesión y uso de radioisótopos en cantidades que no excedan límites establecidos. A continuación se presenta una lista de radioisótopos y las cantidades máximas que es lícito a un individuo sin licencia especial, tener en su poder:

<u>Producto</u>	<u>Cantidad en microcuries en fuente no sellada</u>	<u>Cantidad en microcuries en fuente sellada</u>
Antimonio (Sb-124)	1	10
Arsénico 76 (As-76)	10	10
Arsénico 77 (As-77)	10	10
Azufre 35 (S-35)	50	50
Bario 140 - Lántano 140 (BaLa 140)	1	10

<u>Producto</u>	<u>Cantidad en</u> <u>microcuries</u> <u>en fuente no</u> <u>sellada</u>	<u>Cantidad en</u> <u>microcuries</u> <u>en fuente</u> <u>sellada</u>
Berilio (Be-7)	50	50
Cadmio 109 - Plata 109 (CdAg-109)	10	10
Calcio 45 (Ca-45)	10	10
Carbono 14 (C-14)	50	50
Cerio 144 - Praseodimio (CePr-144)	1	10
Cesio - Bario 137 (CsBa-137)	1	10
Cloro 36 (Cl-36)	1	10
Cobalto 60 (Co-60)	1	10
Cobre 64 (Cu-64)	50	50
Cromo 51 (Cr-51)	50	50
Escandio 46 (Sc-46)	1	10
Estaño 113 (Sn-113)	10	10
Estroncio 89 (Sr-89)	1	10
Estroncio 90 - Itrio 90 (SrY-90)	0.1	1
Europio 154 (Eu-154)	1	10
Fluor 18 (F-18)	50	50
Fósforo 32 (P-32)	10	10
Galio 72 (Ga-72)	10	10
Germanio 71 (Ge-71)	50	50
Hidrógeno 3 (Tritio) (H-3)	250	250
Hierro 55 (Fe-55)	50	50
Hierro 59 (Fe-59)	1	10
Indio 114 (In-114)	1	10
Iodo 131 (I-131)	10	10
Iridio 192 (Ir-192)	10	10
Itrio 90 (Y-90)	1	10
Itrio 91 (Y-91)	1	10
Lantano 140 (La-140)	10	10
Manganeso 52 (Mn-52)	1	10
Manganeso 56 (Mn-56)	50	50
Molibdeno 99 (Mo-99)	10	10
Niobio 95 (Nb-95)	10	10
Niquel 59 (Ni-59)	1	10
Niquel 63 (Ni-63)	1	10
Oro 198 (Au-198)	10	10
Oro 199 (Au-199)	10	10
Paladio 109 (Pd-109)	10	10
Paladio 103 - Rodio 103 (PdRh-103)	50	50
Plata 105 (Ag-105)	1	10
Plata 111 (Ag-111)	10	10
Polonio 210 (Po-210)	0.1	1
Potasio 42 (K-42)	10	10
Praseodimio 143 (Pr-143)	10	10
Protacio 147 (Pm-147)	10	10
Renio 186 (Re-186)	10	10
Rodio 105 (Rh-105)	10	10

<u>Producto</u>	<u>Cantidad en microcuries en fuente no sellada</u>	<u>Cantidad en microcuries en fuente sellada</u>
Rubidio 86 (Rb-86)	10	10
Rutenio 106 - Rodio 106 (RuRh-106)	1	10
Samario 153 (Sm-153)	10	10
Sodio 22 (Na-22)	10	10
Sodio 24 (Na-24)	10	10
Talio 204 (Tl-204)	50	50
Tántalo 182 (Ta-182)	10	10
Tecnecio 96 (Tc-96)	1	10
Tecnecio 99 (Tc-99)	1	10
Telurio 127 (Te-127)	10	10
Telurio 129 (Te-129)	1	10
Tungsteno 185 (W-185)	10	10
Vanadio 48 (V-48)	1	10
Zinc 65 (Zn-65)	10	10
Emisores β α y γ no incluidos arriba	1	10

Además de no exceder los límites prescritos en la tabla anterior, no se permite a una persona que posea únicamente una licencia general el tener en su poder más de diez (10) radioisótopos distintos, ni se usarán los mismos en seres humanos, ni podrán ser incorporados a alimentos o cosméticos, ni usados para el tratamiento de seres humanos o animales.

La posesión de una licencia general permite además la exportación de radioisótopos de número atómico 3 al 83 inclusive, a cualquier país con excepción de aquellos países del bloque comunista.

En adición a lo ya mencionado el poseedor de una licencia general puede comprar y usar equipo industrial, el cual incorpora un radioisótopo o radioisótopos con fines de medidas de espesor, densidad, altura de líquidos, etc. siempre y cuando que hayan sido manufacturados de acuerdo a ciertas especificaciones establecidas por la Comisión; y que dichos aparatos sean debidamente rotulados; que dichos aparatos sean supervisados por lo menos cada seis meses por personas que posean una licencia específica, suspendiendo la

operación del instrumento de observarse alguna anomalía; y que se mantenga un registro de todas las pruebas efectuadas para supervisión del equipo.

La persona o personas a cargo de la manufactura y venta de los aparatos industriales arriba mencionados deben poseer una licencia específica de la Comisión y cumplir con varias reglas que habrán de mencionarse más adelante. La concentración de material radiactivo incorporado a productos o materiales a ser usados por personas con licencia general, no debe exceder las concentraciones estipuladas por la Comisión de acuerdo al párrafo 30.73, Cédula C de la parte 30, Capítulo 1, título 10 del Código Federal de Reglamentos, División del 17 de agosto de 1960. Por falta de espacio no reproducimos aquí la lista de radioisótopos y concentraciones exentas.

La licencia específica requiere la radicación de una solicitud a la Comisión. Dicha licencia permite al que la ha obtenido, la posesión y uso de radioisótopos en cantidades excedentes a las enumeradas en la tabla anterior; la exportación de radioisótopos de números atómicos 3 al 83 inclusive a países del bloque comunista; la exportación de radioisótopos de número atómico menor que 3 o mayor de 83 a cualquier país. La introducción de material radiactivo en aparatos industriales que habrán de ser usados por personas con licencia general también requiere como ya hemos apuntado más arriba una licencia específica y un permiso especial para efectuar la transferencia de dicho producto o instrumento.

La concesión de una licencia específica tendrá lugar si el solicitante demuestra poseer el equipo y facilidades adecuadas, cuenta con suficiente experiencia, y el material radiactivo se emplee para fines autorizados. Si la cantidad o el número de radioisótopos es grande se requiere, entre otros detalles, el establecimiento de un comité que revise y apruebe la compra del material radiactivo y la presencia de un oficial de seguridad. Si

el material radiactivo va a ser usado con fines clínicos los requisitos son naturalmente, mayores. Aquellos individuos que reciben autorización para la transferencia de productos o instrumentos con fines industriales conteniendo material radiactivo en concentración no excedente a los prefijados además de cumplir con todos los requisitos de rigor para la licencia específica deben someter a la Comisión un informe sobre la cantidad y tipo de material introducido, uso, concentración, etc. y deben rendir un informe anual describiendo la clase y cantidad de material usado durante el año.

Las licencias especiales pueden en cada caso particular incluir cláusulas y requisitos adicionales a discreción de la Comisión y los derechos que la misma conlleva no pueden ser transferidos. El material radiactivo no ha de ser usado en forma o en local diferente al autorizado. Solo se permite transferencia de material radiactivo de persona con licencia especial a persona con licencia general cuando dicho material está incluido en instrumentos industriales como ya hemos discutido. Aunque las licencias expiran al cabo de un tiempo dado pueden ser renovadas. Debe recordarse que las licencias son personales y no pueden transferirse a menos que dicha transferencia sea aprobada por la Comisión. Es indispensable que las personas envueltas lleven un registro del recibo y el uso de todo el material radiactivo; que informen a la Comisión sobre la exportación de radioisótopos; y que faciliten a la Comisión la oportunidad de inspeccionar las facilidades de laboratorio y los registros o archivos donde se conserva la información relacionada con la compra y uso de radioisótopos.

La Comisión tiene el derecho de modificar o revocar licencias de determinarse que ha habido engaño en la radicación de la solicitud de licencia, o por violaciones a los reglamentos gobernando las mismas. Excepto en casos donde hay riesgo a la salud pública o deliberado intento de engaño, la persona

será notificada de la violación, dándosele así la oportunidad de corregir la falla antes de procederse a revocar o modificar la licencia. La Comisión tiene también el derecho de retener o retirar material radiactivo de determinarse que no se observan las reglas de seguridad o que ha ocurrido alguna otra violación de los reglamentos. Estas violaciones pueden, en ciertos casos, ser consideradas como crímenes legales y conllevar pena de multa o cárcel.

Conviene aclarar que aquellas personas que trabajan en una instalación propiedad de la Comisión o que opera bajo un contrato con la misma no necesitan obtener licencia especial para el trabajo con material radiactivo.

Producción de radioisótopos

Toda vez que el número de radioisótopos naturales es limitado, se hace necesaria la producción de radioisótopos por métodos artificiales. Estos son, a saber: bombardeo con neutrones en el reactor nuclear, fisión de los elementos combustibles del reactor y bombardeo en un acelerador de partículas.

El primer método, bombardeo en el reactor, resulta en la producción de radioisótopos por el proceso de transmutación o el de activación, los cuales ya han sido ampliamente discutidos en capítulos anteriores.

El segundo método por fisión de elementos combustibles conlleva la separación de los elementos radiactivos que se han producido en el reactor nuclear, como resultado del proceso de fisión. Esta separación se lleva a cabo durante el reprocesamiento de los elementos combustibles. En aquellos casos donde se interesa el material radiactivo como fuente de radiación gama, no es necesaria la separación química de los radioisótopos y basta con usar los elementos combustibles una vez son extraídos del reactor.

El tercer método, producción de radioisótopos en acelerador de partículas, se emplea para aquellos radioisótopos que no pueden ser obtenidos convenientemente por los métodos anteriores.

Compra de radioisótopos

El material radiactivo puede ser obtenido en varios laboratorios operados por o bajo contrato con la Comisión, tales como los laboratorios nacionales de Oak Ridge, Brookhaven, y otros. Estos radioisótopos, por lo regular, se obtienen incorporados en compuestos inorgánicos simples.

Hay un número cada vez mayor de compañías privadas dedicadas a la venta de radioisótopos y de compuestos marcados tales como reactivos químicos.

Si el investigador así lo prefiere, puede enviar a un laboratorio privado o de la Comisión material para ser irradiado en un reactor nuclear o en un acelerador.

La discusión que sigue se aplica específicamente a la compra de radioisótopos a la compañía Union Carbide en Oak Ridge, Tennessee, la cual opera bajo contrato con la Comisión. Los reglamentos y condiciones de venta de otras instalaciones son de naturaleza similar.

Compuestos inorgánicos simples

La orden de compra debe incluir el número de catálogo del radioisótopo, método de embarque preferido por el comprador--adviértase que solo actividades sumamente pequeñas pueden ser enviadas por correo, fecha de embarque, cantidad, precio del material más gastos de flete. Debe incluirse información sobre la licencia específica del comprador de ser esto necesario.

1. Radioisótopos procesados

Se entiende por este término radioisótopos producidos en el reactor y posteriormente purificados y preparados para la venta, generalmente en forma de solución. Son vendidos por millicuries o microcuries.

Cada renglón del catálogo incluye el nombre del radioisótopo, número de catálogo, método de producción, forma química, acidez,

concentración aproximada, actividad específica aproximada, pureza y precio. De los radioisótopos disponibles para la venta, la gran mayoría son materiales cuya demanda justifica que se tengan en existencia, de tal suerte que pueden llegar al comprador en corto tiempo. El catálogo indica el día o días de la semana durante los cuales se efectúan los embarques y el tiempo necesario para procesar la orden luego de ser ésta recibida y haberse cotejado la licencia. Ordenes de compra para radioisótopos que no se mantienen en existencia, tomarán, mayor tiempo en ser servidas. Si el material ordenado requiere preparación especial o técnicas de embarque especiales, esto aumentará el costo del mismo. También conlleva un aumento en precio, el servir una orden en un tiempo más corto que el normalmente requerido.

Cada paquete de radioisótopos trae información adjunta acerca del peso o volumen de la muestra, actividad específica, fecha de valoración de la muestra, acidez, pureza radioquímica e intensidad de la radiación. Adviértase que no se incluye más que un radioisótopo por paquete. En caso que el comprador interese más de una cantidad de un mismo radioisótopo (i.e. 50 mc de I-131, 2 mc de I-131), éstos serán incluidos en paquetes separados. Cada paquete conlleva un gasto de flete individual.

2. Unidades standard irradiadas en el reactor

En vez de obtenerse el radioisótopo en forma procesada, como en el caso anterior, el material que ha de servir de blanco para el bombardeo con neutrones y la producción del radioisótopo en cuestión, es introducido en un tubo de aluminio e irradiado por cierto tiempo. La unidad completa, sin abrir, es enviada al comprador. La actividad de muestra es calculada a base del flujo de neutrones en el reactor, y el valor verdadero puede variar hasta un 50% del calculado. Si el comprador así lo desea puede suplir el material de blanco.

La sección del catálogo correspondiente a unidades irradiadas indica el radioisótopo, material de blanco, método de producción, sección eficaz de blanco, rendimiento en milicurios, actividad específica en milicurios/gramo, otros radioisótopos producidos junto con el de interés, tiempo de irradiación, peso y tipo del recipiente, día y método de embarque, número de catálogo, precio por unidad y precio del material de blanco. Si el comprador desea material de actividad específica mayor que la que aparece en el catálogo, el precio del mismo será mayor y dependerá del flujo de neutrones usado. Puede ordenarse múltiplos o submúltiplos de la actividad de cada unidad standard, el precio del submultiplo será igual al de la unidad, y el precio del múltiplo, será, a su vez, un múltiplo del precio de la unidad. Cada radioisótopo es empaquetado por separado.

Además de radioisótopos procesados y unidades irradiadas, los laboratorios nacionales y otros laboratorios privados venden fuentes radiactivas especiales tales como fuentes de neutrones, fuentes metálicas, unidades de teleterapia, etc.

Compuestos marcados

Estos son en su inmensa mayoría compuestos orgánicos suplidos por compañías privadas tales como Baird Atomic, Nuclear Chicago, Tracerlab, etc. Los radioisótopos más usados son obviamente carbono 14, hidrógeno 3, azufre 35, y fósforo 32. De éstos, el que se emplea con más frecuencia es el carbono 14. Los compuestos pueden ser marcados en determinadas posiciones, o pueden ser marcados uniformemente.

Los catálogos enumeran por lo regular, el nombre del compuesto, número de catálogo, posición del radioisótopo en el compuesto y precio por unidad.

Las unidades de venta son varias fracciones o múltiplos de la unidad básica - millicurie.

Si el compuesto de interés para el investigador no aparece en catálogo, puede ser ordenado a la compañía, radicando el nombre y fórmula del compuesto, posición de la marca, y la actividad total y específica deseada.

Estos reactivos marcados son adecuados para investigación, ya que tienen un alto grado de pureza química y radioquímica.

Patrones de referencia

Este material también puede ser obtenido a través de firmas privadas o del Negociado Federal de Pesas y Medidas. Muchos de estos patrones son de actividad sumamente baja y pueden ser adquiridos con solo la licencia general.

Nota importante: Toda orden de compra de material radiactivo debe incluir información sobre la fecha en la cual el comprador desea recibir dicho material.

- - - - -

REFERENCIAS

1. Código Federal de Reglamentos, Título 10, Parte 30, Enero 1°, 1961 y revisiones subsiguientes.
2. Radioisotopes, Catálogo y Lista de Precios, Oak Ridge National Laboratory, Tennessee, 1959.

