

UNIVERSIDAD NACIONAL AUTONOMA DE MEXICO

FACULTAD DE QUIMICA

PRODUCCION DE RADIOISOTOPOS

RICARDO JOAQUIN VALLEJO SANTIN

INGENIERO QUIMICO

1973

M-165686



Universidad Nacional
Autónoma de México



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

Todo el material contenido en esta tesis esta protegido por la Ley Federal del Derecho de Autor (LFDA) de los Estados Unidos Mexicanos (México).

El uso de imágenes, fragmentos de videos, y demás material que sea objeto de protección de los derechos de autor, será exclusivamente para fines educativos e informativos y deberá citar la fuente donde la obtuvo mencionando el autor o autores. Cualquier uso distinto como el lucro, reproducción, edición o modificación, será perseguido y sancionado por el respectivo titular de los Derechos de Autor.

PRESIDENTE: LUIS GALVEZ CRUZ

VOCAL: MANUEL NAVARRETE TEJERO

SECRETARIO: JUAN LARTIGUE GORDILLO

1er SUPLENTE: RUBEN FCO. ORTEGA CARMONA

2o. SUPLENTE: GEORGINA MADRAZO CUELLAR

Sitio donde se desarrolló el tema:

BIBLIOTECA DE LA COMISION NACIONAL DE ENERGIA
NUCLEAR

Nombre y firma del sustentante:

RICARDO JOAQUIN VALLEJO SANTIN

Nombre y firma del asesor del tema:

MANUEL NAVARRETE TEJERO

A mis padres y a mis hermanos

Agradezco la ayuda prestada en
la realización de ésta Monografía
por parte de los Profesores:
M. en C. Manuel Navarrete Tejero
y M. en C. Raquel Herrera de Hazas

CONTENIDO. -

CAPITULO I. -

GENERALIDADES

Introducción.

Radiactividad.

Núclidos.

Isótopos, Isóbaros e Isótonos.

Tipos de decaimiento.

Decaimiento radiactivo y velocidad de decaimiento.

Interacción, radiación y materia.

Interacción de partículas alfa.

Espectro de las partículas alfa.

Partículas beta.

Bremsstrahlung.

Radiaciones de aniquilación.

Espectro de las partículas beta.

Interacción de las radiaciones electromagnéticas con la materia.

1) Efecto fotoeléctrico.

2) Efecto Compton.

3) Producción de un par.

Absorción de la radiación gamma.

Espectro de rayos gamma.

CAPITULO II. -

DETECCION DE LA RADIATIVIDAD Y TECNICAS DE CONTEO.

Introducción.

Colección de iones provenientes de gases ionizados.

Voltaje y colección iónica.

Cámaras de ionización.

Contadores proporcionales.

Contadores Geiger-Müller.

Vida de un contador Geiger.

Sistema electrónico.

Detectores de centelleo.

Tubo fotomultiplicador.

Detectores semiconductores.

Técnicas de conteo.

Tiempo de resolución.

Fondo.

Voltaje de operación en un contador de centelleo.

Voltaje de operación en un contador proporcional.

Preparación de las muestras.

Autoabsorción.

Factores geométricos.

Factores externos de absorción.

Criterios para escoger un equipo de conteo.

Conteo de partículas alfa.
Conteo de partículas beta.
Conteo de radiaciones gamma.
Conteo del tipo 4π .
Conteo de tipo coincidencia.
Conteo de anticoincidencia.
Interpretación de resultados.
Desviación estandard.

CAPITULO III.- PRODUCCION DE RADIOISOTOPOS.

Introducción.
Pureza radioquímica.
Selección y preparación de blancos.
Ecuación de activación.
Reacciones nucleares.
Transmutaciones producidas por neutrones.
Transmutaciones producidas por protones.
Transmutaciones producidas por deuterones.
Transmutaciones producidas por fotones.
Sección eficaz de captura.
Efecto Szilard-Chalmers.
Medios de irradiación.
1) Fuentes de neutrones.
2) Aceleradores.
3) Acelerador Van de Graaff.
4) Ciclotrón.
5) Reactores Nucleares.
6) Fisión.
Separaciones radioquímicas.
1) Acarreadores
2) Extracción por solventes.
3) Intercambio iónico.
4) Cromatografía en papel.
5) Electroforesis.
6) Electrólisis.
Producción de cobre - 64
Producción de cloro - 38
Producción de hierro - 59
Problema: Producción de bromo - 82.

CAPITULO IV.- SEGURIDAD RADIOLOGICA.

Introducción.

Unidades utilizadas en protección.
radiológica.

- 1) Roentgen.
- 2) Rad
- 3) Rem.

Fluencia y densidad de flujo.

Actividad Curio.

Correlación existente entre las unidades
de actividad y exposición para fuentes.

Dosis máximas permisibles.

Protección contra la radiación.

- 1) Distancia.
- 2) Tiempo
- 3) Blindaje
- 4) Prevención.

Situaciones en las cuales es muy importante tomar
el máximo de seguridad.

Criterios generales sobre el diseño de un
laboratorio de radioisótopos.

Desechos radiactivos.

Capítulo I.- GENERALIDADES

Introducción.-

La radiactividad fué descubierta por Henry Becquerel en 1896, cuando trabajaba con una sal de uranio, al observar que emitía radiaciones muy penetrantes.

Pierre y Marie Curie estudiaron el fenómeno observado por Henry Becquerel en la pechblenda (mineral que contiene uranio) y lo denominaron radiactividad.

Los diferentes materiales que emiten radiaciones han sido estudiados ampliamente en la actualidad, dando lugar a una nueva disciplina llamada radioquímica, la cual se encarga del estudio de los elementos radiactivos, de su producción y sus aplicaciones.

Radiactividad

Una sustancia es considerada radiactiva cuando sus núcleos atómicos emiten partículas subatómicas o radiaciones electromagnéticas sin masa y sin carga, llevándose a cabo al mismo tiempo un intercambio energético.

Al decaimiento radiactivo se le define como el proceso por el cual un núcleo emite partículas o radiaciones con pérdida de masa y/o energía. En el caso de emisión de partículas se forma un nuevo elemento; en el caso de emisión de radiaciones electromagnéticas el elemento se conserva variando únicamente su estado energético.

El fenómeno de la radiactividad es espontáneo, se lleva a cabo independientemente de factores externos, es decir la probabilidad de que un núcleo radiactivo emite partículas o radiaciones en la unidad de tiempo, no dependerá de los núcleos vecinos que le rodean, como tampoco dependerá del compuesto químico que esté formando el núcleo radiactivo o de las condiciones externas de presión y temperatura. Las radiaciones emitidas pueden clasificarse en cuatro tipos:

1. Partículas alfa. Prototipo de partículas pesadas
2. Partículas beta. Prototipo de partículas ligeras
3. Radiaciones gamma. Prototipo de radiación electromagnética
4. Neutrones.

1. Las partículas alfa están constituidas por la unión de dos neutrones y dos protones. Se les considera núcleos de helio siendo su masa aproximadamente de 4 u.a.m. (unidad atómica de masa) y contienen dos cargas positivas.

La unidad atómica de masa es considerada como la dieciseisava parte de la masa del átomo de oxígeno e igual a 1.6603×10^{-24} gramos.

La masa del protón es de 1.00759 u.a.m. La masa del electrón es de 0.00055 u.a.m. La masa del neutrón es de 1.00898 u.a.m. Si un núcleo emite una partícula alfa, la masa del núcleo quedará disminuída por cuatro unidades de masa a aproximadamente y su carga quedará disminuída en dos unidades.

El átomo se transforma en un nuevo elemento de menor número atómico y menor número de masa (número de protones más número de neutrones), de aquí que si un núcleo emite una partícula alfa, se desplazará dos lugares hacia la izquierda dentro de la tabla periódica al perder dos cargas positivas y disminuir en dos su número atómico.

2. Las partículas beta pueden tener carga positiva o negativa y su masa es despreciable. A la partícula beta con carga negativa se le denomina negatrón y al ser emitida por el núcleo, éste incrementa en una unidad su carga positiva.

El número atómico al ser incrementado en una unidad hace que el elemento se mueva un lugar a la derecha dentro de la tabla periódica.

La partícula beta positiva o positrón se emite cuando un protón se transforma en un neutrón

La masa del positrón es igual a la de un electrón y su carga es positiva. El número atómico del átomo que emite el positrón decrece en una unidad haciendo que el átomo se mueva un lugar hacia la izquierda dentro de la tabla periódica.

3. Los rayos gamma son radiaciones electromagnéticas similares a la luz y a las ondas de radio, de igual naturaleza que los rayos X., diferenciándose de éstos en que su longitud de onda es más corta y su energía es mayor.

El origen de los rayos gamma es diferente al de los rayos X. Los rayos gamma son producidos dentro del núcleo, y los rayos X se provocan como resultado de

cambios energéticos en los electrones externos que giran alrededor del núcleo. A los rayos gamma también se les denomina fotones.

Existen otras partículas subnucleares, tales como los mesones, los neutrinos y los antineutrinos.

4. Los neutrones carecen de carga y su masa es de aproximadamente de una unidad atómica de masa. Cuando se emiten neutrones, el número atómico no varía pero su número de masa decrece en una unidad por cada neutrón emitido. (1) (2) (17)

Núclidos.

Un núclido es un átomo de número atómico y número de masa característico.

El número atómico se representa con la letra Z y el número de masa se representa con la letra A. N será el número de neutrones e igual al número de masa menos el número atómico, es decir (A - Z).

Las características de un núclido se representan usualmente de la siguiente forma:

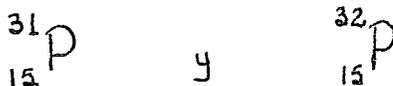


E; símbolo del elemento

Isótopos, Isóbaros e Isótonos.

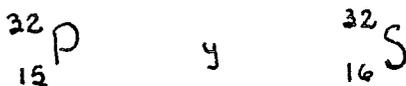
Son considerados Isótopos aquellos átomos que tienen igual número atómico (Z) pero diferente valor de número de masa (A) y diferente número de neutrones.

Ejemplo:



Los núcleos isóbaros son aquellos que tienen igual número de masa (A), pero diferente número atómico (Z) y diferente número de neutrones.

Ejemplo:



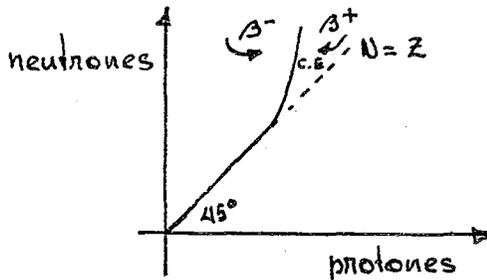
Los núclidos que tienen igual número de neutrones, pero diferente número atómico (Z) y diferente número de masa (A) se les denomina isótonos.

Ejemplos:



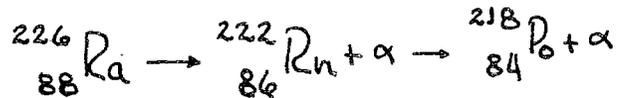
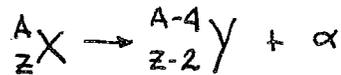
El fenómeno de la radiactividad natural ocurre generalmente en los elementos pesados. Esto es entendible en cierta forma pues, si construimos una gráfica de N contra Z en un sistema de ejes coordenados para los 274 núcleos estables existentes en la naturaleza, se obtiene una curva que tiene en un principio una inclinación de 45° ($N = Z$); a medida que avanza el número atómico, la relación N/Z empieza a ser mayor. Los núclidos inestables están colocados en ambos lados de ésta curva. La relación N/Z está fuera de uno, lo cual da inestabilidad a los elementos, y el isótopo tendrá a lograr su

estabilidad por emisión de partículas. (1) (17)



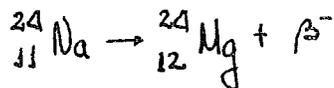
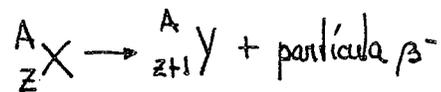
Tipos de decaimiento.

Algunos isótopos de elementos pesados con número atómico mayor a 82 emiten partículas alfa con el objeto de quedar estables. El proceso es el siguiente:



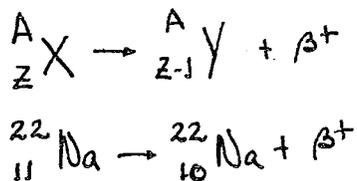
Cuando el núclido tiene neutrones en exceso, éstos son convertidos en protones acompañado el fenómeno con la emisión de partículas beta o negatrones. Este fenómeno ocurre con isótopos que se encuentran arriba de la curva de estabilidad,

Ejemplo:

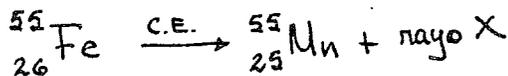
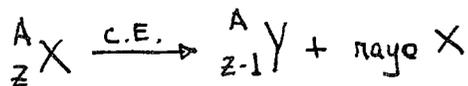


Núcleos que tienen protones en exceso pueden transformar sus protones en neutrones emitiendo partículas de igual masa a la de los electrones, pero de carga positiva; se les denomina positrones.

Ejemplo:



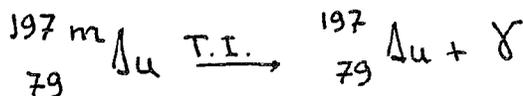
Puede ocurrir también que un protón en exceso atrape un electrón orbital que se encuentre cerca del núcleo; ésto dará origen a un neutrón. El número atómico disminuye en una unidad y el proceso va acompañado con la emisión de un rayo X.



c.e. captura electrónica

Cuando un núclido excitado emite radiaciones gamma para estabilizarse, se coloca una letra (m) junto al número de masa.

Ejemplo:



T.I. transición isomérica

Se ha observado también que cuando un núcleo emite radiaciones gamma para estabilizarse, la radiación puede ser absorbida por un electrón orbital, proporcionándole energía suficiente para separarse del átomo. El proceso se denomina conversión interna; a los electrones emitidos se les denomina electrones Auger. Se les representa de la siguiente forma: (e^*), para distinguirlos de las partículas beta. (1) (16) (17)

.Decaimiento radiactivo y velocidad de decaimiento.

La ecuación fundamental de decaimiento radiactivo es la siguiente:

$$\frac{dN}{dt} = -\lambda N$$

Donde $\frac{dN}{dt}$ es la velocidad de desintegración, y es función del número de átomos radiactivos que existan. Lambda (λ) es la constante de desintegración. A la razón $\frac{dN}{dt}$ se le denomina actividad, o sea al número de núcleos que decaen por unidad de tiempo.

La unidad de actividad es el Curio definido como la cantidad de material radiactivo que produce 3.7×10^{10} desintegraciones/segundo o 2.2×10^{12} desintegraciones/minuto, correspondiendo aproximadamente a la velocidad de desintegración de un gramo de radio. Otra unidad de desintegración es el Rutherford, el cual es igual a 10^6 desintegración/segundo (rd). El signo menos en la ecuación nos indica una disminución en la velocidad de desintegración con el transcurso del tiempo.

Integrando la ecuación anterior se obtiene lo siguiente:

$$\frac{dN}{dt} = -\lambda N \quad 1)$$

$$\frac{dN}{N} = -\lambda dt \quad 2)$$

$$\int \frac{dN}{N} = -\lambda \int dt \quad 3)$$

$$\ln N = -\lambda t + c \quad 4)$$

$$\text{si } t=0 \quad \ln N_0 = c \quad 5)$$

$$\ln N = -\lambda t + \ln N_0 \quad 6)$$

$$\ln N_0 - \ln N = \lambda t \quad 7)$$

La ecuación 7) es la ecuación de una línea recta de pendiente igual a $(-\lambda)$

(constante de decaimiento, característica para cada núcleo).

$$\ln \frac{N}{N_0} = -\lambda t$$

$$\frac{N}{N_0} = e^{-\lambda t}$$

$$N = N_0 e^{-\lambda t}$$

La actividad está definida como el número de núcleos que decaen en la unidad de tiempo:

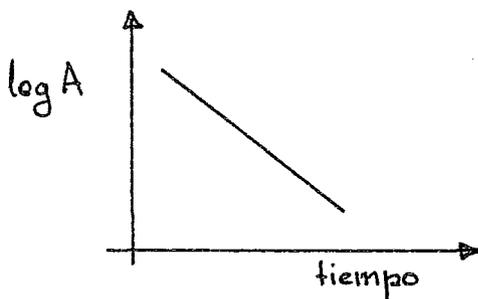
$$A = \frac{dN}{dt} = -\lambda N \quad 1)$$

$$A_0 = \frac{dN_0}{dt} = -\lambda N_0 \quad 2)$$

$$\frac{A}{A_0} = \frac{N}{N_0} = e^{-\lambda t} \quad 3)$$

$$A = A_0 e^{-\lambda t} \quad 4)$$

Aplicando la ecuación 4) se puede obtener la curva de decaimiento de cualquier núcleo. Como A/A_0 es una función exponencial de t , se obtendrá una línea recta de pendiente $(-\lambda)$ al construirse una gráfica en papel semilogarítmico. (1) (17)



Vida Media.

El tiempo que tarda un núcleo en disminuir a la mitad su actividad se denomina vida media.

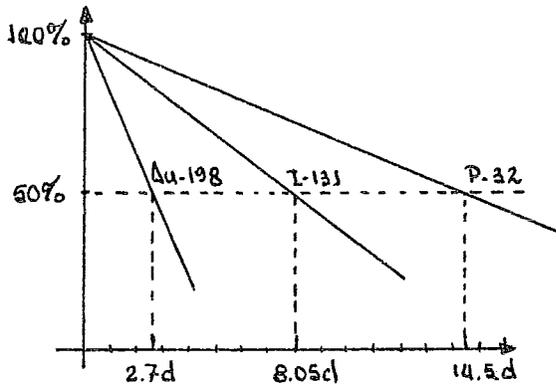
$$\frac{A}{A_0} = \frac{1}{2} = e^{-\lambda t}$$

$$-\lambda t = \ln \frac{1}{2} = \ln 1 - \ln 2 = -0.693$$

$$t_{1/2} = \frac{0.693}{\lambda}$$

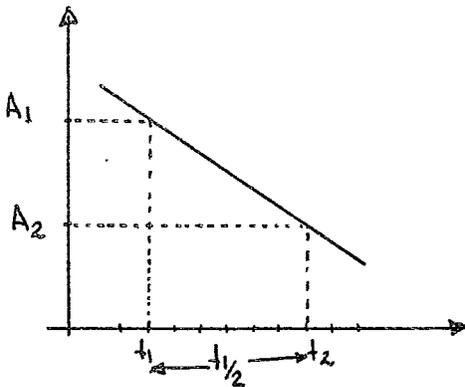
Si el tiempo de vida media de un núcleo es conocida, nos permitirá construir una gráfica de su línea de decaimiento procediendo de la siguiente manera: en un sistema de coordenadas colocamos en el eje de las ordenadas el porcentaje de actividad, y en el eje de las abscisas el tiempo de vida media de los elementos.

Ejemplo:



En caso de que la vida media del núcleo sea desconocida, ésta podrá determinarse a partir de su línea de decaimiento, construyendo la gráfica del logaritmo de las actividades contra el tiempo. Cualquier punto en el cual $A_2 = 1/2 A_1$, entonces t_2 será conocido, y $t_2 - t_1 = t_{1/2}$.

(1) (17) (20)



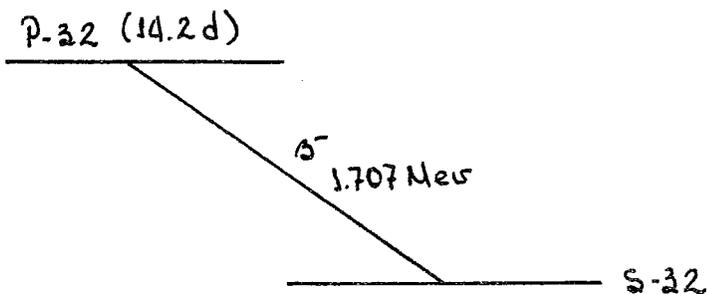
Esquema de decaimiento.

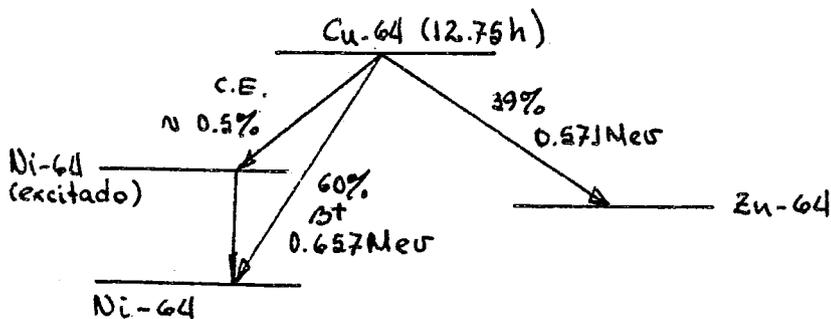
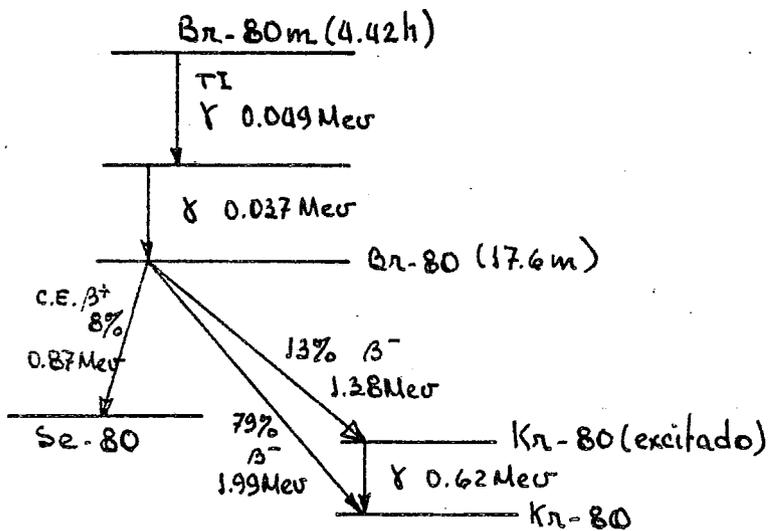
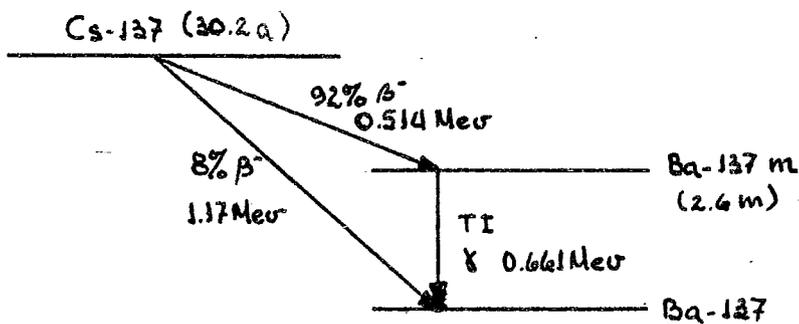
Los esquemas de decaimiento nos describen las pérdidas de energía existentes, los cambios en el número atómico y los diferentes niveles de energía. La caída de un núcleo de un nivel a otro se indica a través de flechas. Las

caídas verticales representan emisión de partículas gamma cuando una transición isomérica se lleva a cabo (proceso por el cual un núclido emite un rayo gamma sin variar el número atómico, sólo cambiando el nivel energético del núcleo). Las caídas hacia la derecha representan un aumento en las cargas positivas y, por consecuencia, un aumento en el número atómico debido a la emisión de una partícula beta (-). Las caídas hacia la izquierda indican una pérdida en las cargas positivas haciendo que el número atómico disminuya un número. Esto puede ocurrir por la emisión de una partícula alfa, por emisión de una partícula beta (+), por la captura de una electrón, éste último va acompañado con la emisión de rayos X.

Una unidad conveniente para evaluar la energía de las radiaciones en el electrón - volt, el cual se define como la energía adquirida por un electrón cuando es acelerado por una diferencia de potencial de un volt.

Ejemplos de decaimiento: (17)





Interacción radiación y materia.

La interacción de una radiación con la materia provoca una ionización cuya magnitud dependerá del tipo de radiación y de la energía con que la partícula incide y la radiación irá perdiendo energía por cada par de iones producidos hasta ser absorbida completamente. Cuando una radiación interacciona con un electrón de un átomo, provocando que el electrón sea expulsado, y dejando al átomo, como ion positivo y al electrón totalmente libre de cualquier influencia del átomo, un par iónico se ha formado.

Se define la ionización específica como el número de pares iónicos producidos por un milímetro de trayectoria en aire a una temperatura de 15°C y a una presión de 760mm de Hg. Una radiación al atravesar la materia no sólo puede chocar con un núcleo, lo cual es poco probable dado el tamaño del núcleo en comparación al volumen del átomo.

Una reacción nuclear se fundamenta en la interacción de una radiación con un núcleo y su probabilidad de ocurrencia, está medida por la sección eficaz, (σ) la cual depende no sólo de la sección transversal que el núcleo opone a la radiación, sino más bien de la naturaleza del núcleo y la radiación incidente. (1) (11)

Interacción de partículas alfa.

La trayectoria de una partícula alfa cuando choca con un electrón no se ve alterada debido a su gran masa en comparación con la del electrón.

La distancia que una partícula alfa recorre dentro de un material puede ser

calculada si se conoce la ionización específica, la pérdida de energía por cada par producido y la energía inicial de la partícula alfa:

Ejemplo:

$E_0 = 5 \text{ Mev}$
pérdida por cada
par iónico = 30 eV

ionización
específica = $4 \times 10^3 \frac{\text{pi}}{\text{mm}}$

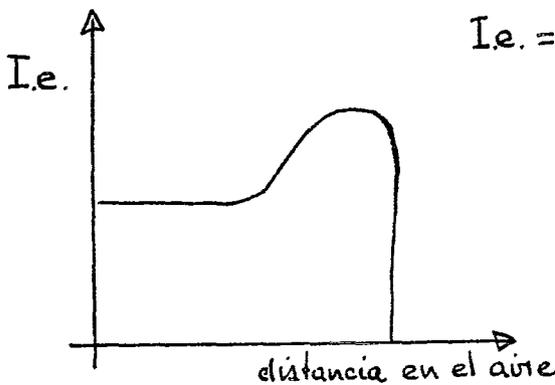
pérdida de
energía = $30 \times 4 \times 10^3 = 1.2 \times 10^5 \text{ eV/min}$

longitud de la
trayectoria = $\frac{5 \times 10^6 \text{ eV}}{1.2 \times 10^5 \frac{\text{eV}}{\text{mm}}}$

= 40 mm
= 4 cm

Un detector de partículas alfa deberá estar cerca de la fuente, con objeto de que la detección sea posible, dado que su trayectoria es muy pequeña.

Una partícula alfa tiene un máximo de ionización específica. Los diferentes valores de la ionización específica contra la distancia de la fuente están dados en la curva de Bragg ocurriendo esto 3mm antes de que finalice su trayectoria, si la partícula tiene una energía de 0.37 Mev y una velocidad de $4.2 \times 10^8 \text{ cm/seg}$.



Se denomina rango o alcance al grosor que una partícula puede atravesar al perder toda su energía. El rango o alcance en función de la energía de las partículas. Una partícula alfa de 3 Mev tiene un rango de 1.6 cm en el aire, y es detenida por una hoja de aluminio de 0.015 mm de grueso (la energía se puede calcular a partir del rango).

En el caso de las partículas alfa todas ellas tienen la misma energía cuando provienen de un mismo emisor. La ecuación que nos relaciona el rango o alcance y la energía de las partículas alfa es la siguiente:

$$R = 0.309 E^{3/2}$$

$$R = \text{rango en cm (aire)}$$

$$E = \text{energía en Mev}$$

El rango aproximado en otros materiales está dado por la ecuación:

$$R_A = 0.173 E^{3/2} A^{1/2}$$

donde: R_A = rango en el absorbedor, expresado en mg/cm^2

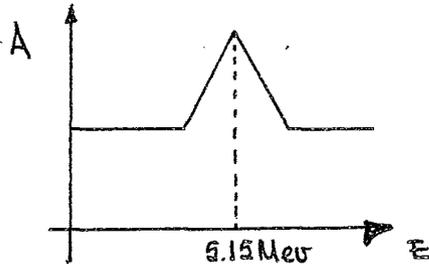
A = peso atómico del absorbedor

E = Energía de las partículas α en Mev

La unidad mg/cm^2 se obtiene al multiplicar el grosor atravesado por la densidad del absorbedor, dimensión que se denomina espesor másico.

Espectro de las partículas alfa.

Dado que las partículas alfa emitidas por una misma fuente tienen la misma energía, una gráfica de actividad (número de partículas detectadas) contra energía nos dará como resultado un pico de actividad. A un diagrama de este tipo se le denomina espectro de partículas alfa. Los espectros son usados para identificar radionúclidos, para determinar la energía de las radiaciones y el grado de pureza de materiales radiactivos. (1) (2) (17) (20)



Partículas beta.

La ionización producida por estas partículas es menor a la producida por una partícula alfa, ya que éstas tienen mayor carga y mayor tamaño.

La trayectoria de un electrón puede ser calculada si se conoce su energía inicial, su ionización específica y la pérdida de energía por cada par iónico

formado.

$$E_e = 1 \times 10^6 \text{ eV}$$

Ejemplo:

ionización

específica: $4 \mu\text{i}/\text{mm}$

pérdida de energía

por cada ión $\left. \begin{array}{l} \downarrow \\ \leftarrow 4 \mu\text{i}/\text{mm} \times \frac{30 \text{ eV}}{2.1} = 1.2 \times 10^2 \frac{\text{eV}}{\text{mm}} \end{array} \right\}$

pérdida de energía $\rightarrow 30 \text{ eV}$

$$\text{longitud de la trayectoria} = \frac{1 \times 10^6}{1.2 \times 10^2} = 0.8 \times 10^4 \text{ cm.}$$

La energía de las partículas beta que provienen de un mismo emisor no es la misma: su energía dependerá de la transformación nuclear en la cual la energía liberada es compartida por una partícula beta y un neutrino en proporciones no fijas, provocando un espectro continuo.

Un haz de partículas beta emitidas por un núcleo radiactivo tendrá un máximo de energía; ecuaciones matemáticas empíricas nos relacionan esta energía con los rangos o alcances de las partículas beta.

Fórmula de Glendenin: Si $0.15 < E_M < 0.8 \text{ Mev}$

$$R_{(\text{Al})} = 0.407 E_M^{1.38} \text{ g/cm}^2$$

Aluminio (Al)

Fórmula de Feather: Si $E_M > 0.6 \text{ Mev}$

$$R_{(\text{Al})} = 0.542 E_M - 0.122 \text{ g/cm}^2$$

Fórmula de Bleuler y Zunti: Si $E_M > 1 \text{ Mev}$

$$R_{(\text{Al})} = 0.571 E_M - 0.161 \text{ g/cm}^2$$

La energía media de las partículas beta emitidas por una misma fuente es aproximadamente $1/3$ del máximo de energía.

Se denomina curva beta de absorción de un emisor en particular, la gráfica obtenida con el logaritmo de las actividades contra los diferentes espesores máxicos del absorbedor. (1) (3)

Bremsstrahlung.

Cuando una partícula cargada cambia su trayectoria por la acción de frenamiento un núcleo cercano, el cambio de velocidad de la partícula provoca la emisión de una radiación electromagnética denominada radiación Bremsstrahlung

(1)

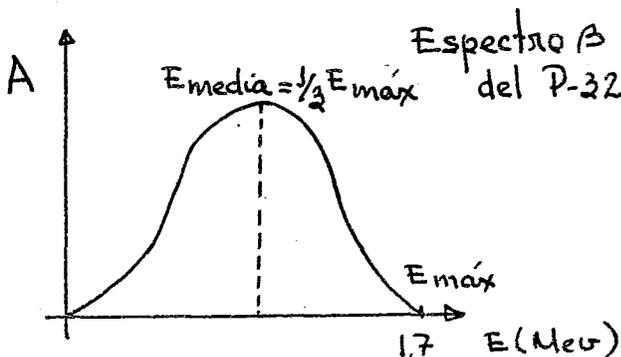
Radiaciones de aniquilación.

Los positrones tienden a chocar con los electrones por tener carga opuesta, resultando de la colisión dos rayos gamma de 0.51 Mev, energía equivalente a la masa de dos electrones, ($2 \times 0.00054 \times 931.14 = 1.02$ Mev) este proceso se denomina aniquilación. (1)

Espectro de las partículas beta.

El hecho de que las partículas beta tengan diferente energía, ha sido explicado con la existencia del neutrino.

Al ser compartida la energía liberada proveniente de la transformación nuclear por la partícula beta y el neutrino en proporción no fija, un espectro continuo de la partícula beta se formará:



Los positrones compartirán su energía con los neutrinos y las partículas beta llamadas negatrones compartirán con los antineutrinos. (1)

Interacción de las radiaciones electromagnéticas con la materia.

Un rayo gamma es emitido cuando un núcleo excitado energéticamente, cae a un nivel energético más bajo. Un núcleo tiene estados energéticos definidos, el proceso de emisión de radiaciones gamma se hará con energías equivalentes a la diferencia de los niveles energéticos del núcleo.

Como ya se indicó los rayos X son radiaciones electromagnéticas semejantes a los rayos gamma pero de menor energía ...

Los rayos X son producidos de diferente manera que los rayos gamma, cuando un electrón de un átomo excitado cae a un nivel energético más bajo. La energía de los rayos X es de valores comprendidos entre 0 y 50 kev y la energía de los rayos gamma está comprendida entre valores que fluctúan de varios kev hasta varios Mev. Sus valores de ionización específica están comprendidos entre 1/10 hasta 1/100 de la ionización específica producida por las partículas beta.

Existen tres formas de interacción de las radiaciones gamma o de los rayos X con la materia.

1) Efecto fotoeléctrico.

En esta interacción la radiación electromagnética o fotón es absorbida totalmente; esto ocurre cuando el fotón tiene poca energía (0.1 Mev). Como resultado de la energía absorbida, un electrón llamado fotoelectrón es emitido al exterior con una energía dada por la ecuación siguiente:

$$E_{e^-} = E_{\text{gamma}} - E_{B.E.}$$

E_{e^-} ; energía del fotoelectrón

E_g ; energía del rayo gamma absorbido

$E_{B.E.}$; energía de enlace del electrón emitido

El fotoelectrón pierde su energía produciendo también pares iónicos.

El hueco dejado por el fotoelectrón se llena con un electrón de un nivel más alto, acompañado a éste fenómeno la emisión de un rayo X con una energía igual a la diferencia de energías de enlace de los dos niveles electrónicos. El rayo X de ésta manera formado, puede a su vez interactuar con otro electrón del mismo átomo expulsándolo al exterior y éste nuevo electrón se conoce con el nombre de "Electrón Auger".

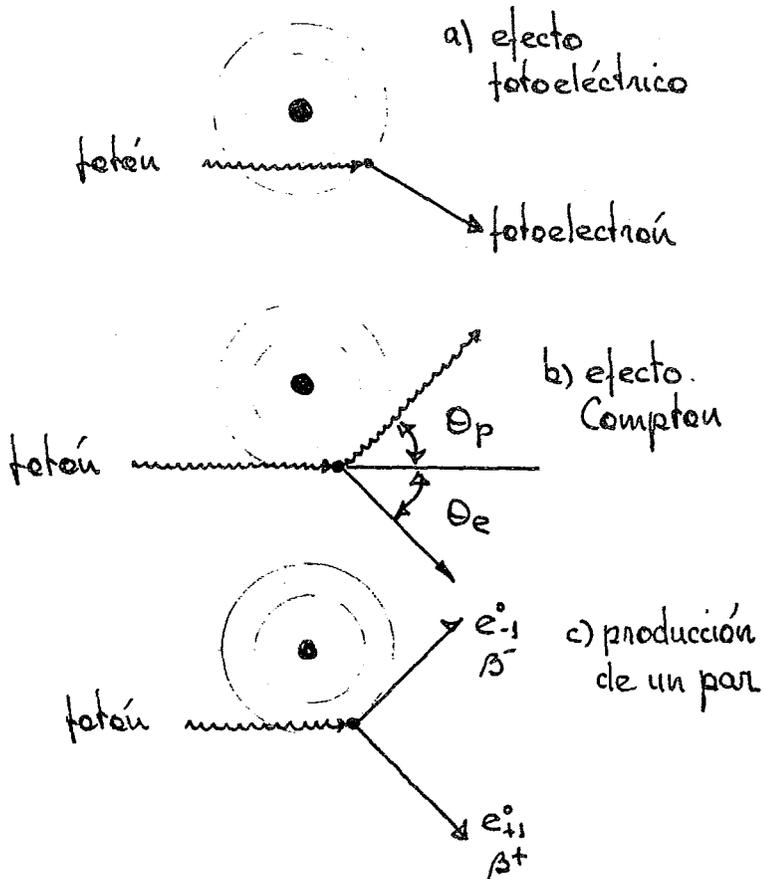
2) Efecto Compton.

En el caso anterior, la radiación que incide sobre el electrón es totalmente absorbida; toda la energía del fotón es utilizada para liberar el electrón del átomo. En el caso del efecto Compton, la energía del fotón provocará la emisión del electrón pero no será completamente absorbida y continuará su trayectoria desviándose un ángulo θ . La radiación después de haber interactuado tendrá una energía menor que se puede calcular a partir de la siguiente ecuación:

$$E_{g_1} = E_{g_2} - E_{B.E.}$$

donde: E_{g_1} ; Energía del rayo después de interactuar
 E_{g_2} ; Energía del rayo actuante
 E_{BE} ; Energía de enlace del electrón emitido

La radiación gamma (0.6 - 5.0 Mev o mayor) inicial puede interactuar varias veces antes de ser totalmente absorbida.



3) Producción de un par.

Cuando la energía de la radiación gamma es muy alta (1.02 Mev o mayor) esta energía se convierte en un neutrón y en un positrón, es decir, existe un cambio de energía en masa. Para que estas dos partículas sean formadas la energía mínima de la radiación deberá ser de 1.02 Mev ($2 \times 0.51 = 1.02$ Mev) Si la radiación gamma inicial tiene una energía mayor a la mínima, la cantidad de energía en exceso aparecerá en las partículas como energía cinética.

Estas dos partículas, a su vez, pueden provocar una ionización.

En caso de que el positrón choque con un electrón se efectuará un fenómeno de aniquilamiento y se producirán dos radiaciones de 0.51 Mev cada una. Al proceso de aniquilamiento se le puede considerar el inverso de la producción de un par.

La probabilidad de que ocurrá alguno de los tres fenómenos descritos en función de la energía de la radiación y del material absorbedor. (1) (3) (7) (17)

Por ejemplo, en el caso del aluminio se produce el efecto fotoeléctrico con radiaciones gamma menores de 60 kev, el efecto Compton, con energías que fluctúan entre 60 kev y 15 Mev; la producción de un par predomina con energías superiores a 15 Mev.

Absorción de la radiación gamma.

Cuando un haz de radiaciones gamma atraviesa una pared de cualquier material, la intensidad decrece en forma exponencial en función del espesor. Si lo es la intensidad inicial de la radiación gamma, la intensidad del rayo después de atravesar la pared estará dada por la siguiente ecuación:

$$I = I_0 e^{-\mu X}$$

μ ; es un coeficiente lineal de absorción (cm^{-1})

X ; grosor medio; grosor necesario de cualquier material para que quede absorbida la mitad de los fotones incidentes.

μ y X están relacionados por la siguiente ecuación:

$$X = \frac{\ln 2}{\mu} = \frac{0.693}{\mu}$$

Si se expresa el coeficiente μ en (cm^2/g) en vez de (cm^{-1}) tendrá un valor numérico diferente, y se le denomina coeficiente de absorción másico.

Estas unidades se obtienen dividiendo el coeficiente lineal en (cm^{-1}) entre la densidad del material absorbedor (D). (1) (17)

$$\mu \text{ (coef. másico de absorción)} = \frac{\mu \text{ (coef. lineal)} \text{ cm}^2}{D \text{ (Densidad)} \text{ g}}$$

Espectro de rayos gamma.

El detector que se utiliza para detectar radiaciones gamma es el de centelleo.

Este aparato transforma la energía de la radiación en rayos de luz azul los cuales son transformados por un tubo fotomultiplicador en pulso de la energía del rayo absorbido.

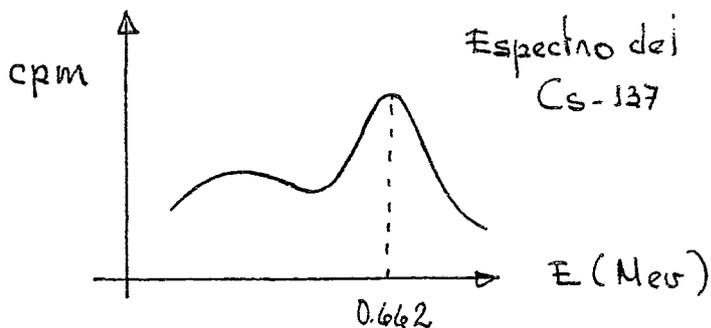
Si se describinan algunos pulsos eléctricos de acuerdo a su altura, y sólo a quéllos que tengan un tamaño determinado se registran, y de esta manera si se construye una gráfica de la actividad detectada contra la energía de la radiación gamma, se registrarán sólo radiaciones gamma con una energía definida.

Este pico únicamente se produce por radiaciones en las que toda su energía es absorbida en el detector.

Algunas otras radiaciones darán sólo una fracción de su energía (efecto - Compton). Las fracciones de energía absorbida son variables y producen pequeños pulsos; de aquí, que una región amplia y baja aparecerá antes del pico. A la gráfica se le denomina espectro de la radiación gamma.

El espectro del cesio-137 nos puede servir como ejemplo; el pico es producido por absorción fotoeléctrica.

El efecto Compton produce una distribución plana a la cual se suma un pequeño pico debido a la radiación gamma interaccionando con el plomo que sirve de blindaje al detector.



La espectrometría de los rayos gamma sirve para identificar a los emisores gamma, separar instrumentalmente radiaciones de diversas energías y realizar mediciones de radiactividad, ya que la altura de los picos es proporcional al número de pulsos con un determinado tamaño, producidos por el detector, y por tanto, al número de radiaciones detectadas o al número de desintegraciones por unidad de tiempo que sufre el radioisótopo cuya actividad medimos. (1)

CAPITULO II.- DETECCION DE LA RADIATIVIDAD Y TECNICAS DE CONTEO.

Introducción.-

Los tres métodos de detección más empleados son el de ionización, el centelleo y el de semiconductores. El primero está basado en la ionización producida por una radiación al atravesar un gas, el segundo se fundamenta en la emisión de una luz por algunos materiales cuando incide radiación sobre ellas. Los semiconductores se fundamentan también en una ionización, sólo que ésta se efectúa en un material sólido semiconductor.

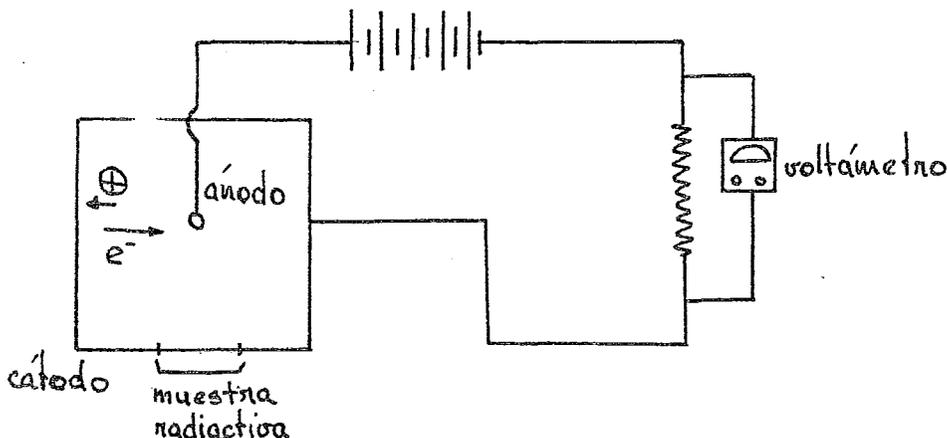
Colección de iones provenientes de gases ionizados.

La ionización producida por varios tipos de radiaciones al incidir sobre gases sirve como método de detección si los iones producidos son recogidos en electrodos y circulan por un circuito exterior para proporcionar una señal eléctrica.

La conducta de los electrones en un circuito eléctrico es bien conocida desde un siglo de tal manera que han sido desarrollados instrumentos de precisión para realizar esta tarea.

Puede ser usado un sistema de electrodos en forma de platos o también un sistema de geometría cilíndrica, en este caso un alambre en el centro del cilindro actúa como ánodo y el cilindro actúa como cátodo. Los electrodos están conectados a un circuito, el cual permite que se aplique una diferencia de potencial entre los electrodos (1) (8)

A continuación una figura nos ilustra el sistema de éste instrumento:

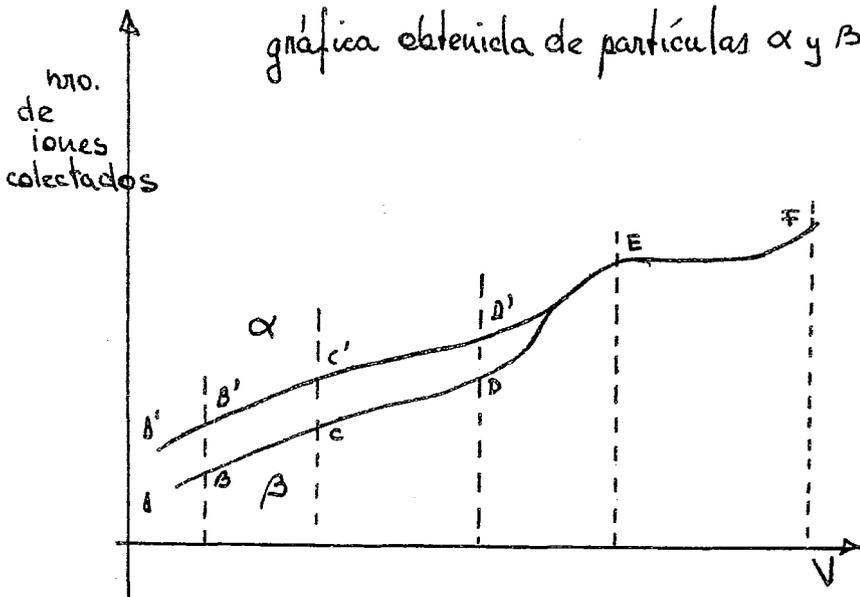


La figura anterior nos ilustra como está constituida una cámara de ionización. Consta de tres partes: un cilindro conteniendo un gas, un voltámetro electrónico y una fuente eléctrica. El cátodo lo constituye el cilindro y el ánodo un alambre dentro del cilindro. Si se acerca una fuente radiactiva a la ventana del cilindro, el gas se ionizará. Los iones serán atraídos hacia los electrodos debido a la diferencia de potencial existente. Los iones negativos o electrones, emigrarán hacia el cátodo. Las cargas se depositarán en los electrodos, produciéndose una corriente eléctrica a través del circuito y registrada por el voltámetro electrónico. Este aparato nos plantea dos tipos de problemas muy bien definidos: 1) La detección de pequeñas corrientes en el circuito.

2) El comportamiento de los iones dentro del cilindro como una función del voltaje aplicando dentro de los electrodos. Este último problema es el más importante para la detección radiactiva, dado que los diferentes tipos de aparatos de detección gaseosa dependen del voltaje aplicado dentro de los electrodos.

Voltaje y colección iónica.

Si construimos una gráfica de la cantidad de carga depositada en los electrodos contra el voltaje aplicado entre éstos se observará que a voltajes pequeños, sólo una parte del número total de iones formado será colectado pues un campo eléctrico débil no atrae todos los iones formado y éstos vuelven a recombinarse. Al incrementarse el voltaje se llegará a un valor en el cual todos los iones producidos dentro del detector son colectados. A ésta región de la curva se le denomina región de voltaje saturado, (BC) y (B' C').



Aumentando el voltaje y rebasando la región de voltaje saturado ocurre el siguiente fenómeno: los iones acelerados por el campo existente al interactuar con otras moléculas provocan una ionización secundaria. Este proceso se denomina "amplificación gaseosa" y el incremento en el número de cargas recolectadas en el electrodo es proporcional al voltaje. Los límites de voltaje en el cual este fenómeno se produce se denomina región proporcional porque la altura de los pulsos eléctricos producidos es todavía proporcional a la energía de la radiación (CD) y (C'D'). En la región (D'E') y (DE) no existe una relación estricta entre los incrementos de voltaje y los incrementos de carga, y se le denomina región proporcional limitada. Si se incrementa todavía más el voltaje, se observa que el número de cargas recolectadas no depende del tipo de radiación o del número inicial de iones formados, sino del voltaje aplicado a los electrodos. Por tanto la altura de los pulsos producidos es constante y ya no depende de la energía de la radiación. En esta región la intensidad del campo es tan grande alrededor del electrodo que cualquier ion formado de origen primario o secundario, es acelerado lo suficiente para que sea capaz de producir una ionización adicional creándose una avalancha de iones. A este tramo de la curva se le denomina región Geiger, puesto que fue Geiger quien la investigó. Si se sigue aumentando el voltaje todavía más se llega a un valor en el cual el tubo se descarga de manera continua, lo cual daña al aparato. Los aparatos que utilizan el fenómeno de la ionización de un gas como método de detección se divide en tres tipos, dependiendo de la región de voltaje en que trabajen. (5) (7)

Cámara de ionización.

Las cámaras de ionización operan en una zona de voltaje en la cual no se provoca el fenómeno de amplificación. Son utilizados principalmente para la detección de partículas alfa y tienen como ventajas el tener un sistema simple. Su desventaja estriba en el tamaño tan pequeño de sus pulsos, requiriendo a causa de ésto un sistema amplificador. Además tienen serias limitaciones en la detección de partículas con grandes velocidades y que produce ionizaciones pequeñas. (1) (5) (7) (15) (22) (23) (24) (26)

Contadores proporcionales.

El sistema de electrodos para éste tipo de aparatos puede ser de dos tipos, en el primero se utiliza un alambre delgado que sirve de ánodo y un cilindro alrededor que sirve de cátodo. En el segundo sistema el cilindro (cátodo) rodea una pequeña bola (ánodo). Este tipo de aparato no utiliza un sistema de electrodos de platos dado que el proceso de avalancha producido por un electrón podría formarse en cualquier lugar. El sistema de electrodos es arreglado de tal manera que en una región cerca del ánodo es donde se produce las avalanchas. De ésta manera todos los electrones originales pasan a través de ésta región de multiplicación, produciendo avalanchas de igual magnitud. El aparato se utiliza a presión atmosférica y utiliza mezclas de gases por ejemplo:

argón (90%) y metano (10%) (Gas P)

En muchos casos, el detector no tiene ventanas, la fuente se coloca adentro en un gran número de modelos, para eliminar factores de absorción externos. Es necesario un amplificador y en ocasiones se añade un preamplificador. Se utiliza para la detección de partículas alfa y beta. Para la radiación gamma resulta poco eficiente debido a su gran penetración. La ventaja de los detectores proporcionales estriba en que permiten analizar la energía de la radiación pues el tamaño de los pulsos producidos resulta proporcional a dicha energía y por tanto si son recibidos por un analizador de pulsos pueden obtenerse espectros de energía, cosa imposible de realizar con las cámaras de ionización y los contadores Geiger. (1) (5) (7) (15) (22) (23) (24) (26)

Contadores Geiger - Müller.

Las avalanchas producidas en esta región son mucho más grandes que las existentes en la región proporcional y se forma a lo largo de toda la longitud del ánodo a diferencia del detector proporcional en el que sólo se forman en determinados puntos. El aparato tiene una alta sensibilidad para detectar partículas beta, el tamaño del pulso es grande (de uno a diez Volts), esto hace que requiera mucho menor amplificación y por consiguiente se reduce el costo del aparato. El número de iones que produce un pulso en un contador Geiger es varios miles de veces mayor que los producidos en un contador proporcional. La gran cantidad de iones formados son capaces de liberar electrones del cátodo, provocando descargas espurias, pero para evitarlo se usan gases neutralizantes que no permiten que ocurra esto al reducir el potencial de ionización en la mezcla gaseosa. La función de los gases neutralizantes es así:

- a) Prever que los iones positivos alcancen el cátodo y provoquen pulsos espurios.
- b) El de absorber los fotones emitidos por átomos excitados. (1) (7) (15) (22) (23) (24) (26)

Vida de un contador Geiger.

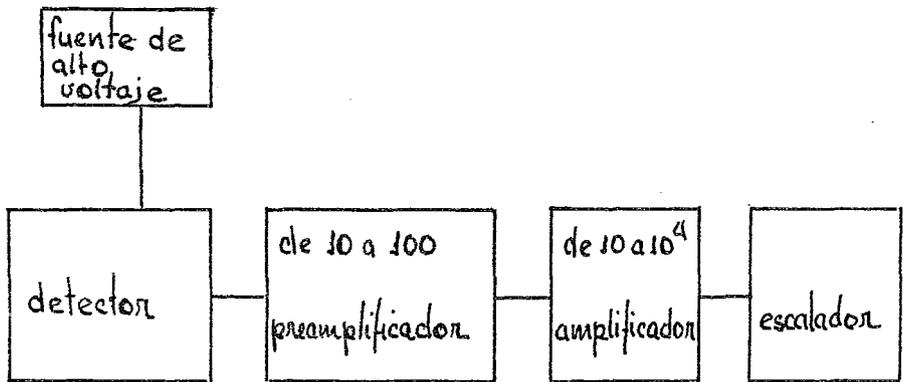
Un contador normal Geiger contiene aproximadamente 10^{20} moléculas de gas neutralizante, destruyéndose aproximadamente 10^{10} moléculas por cada pulso así que la vida máxima del aparato es de aproximadamente 10^{10} pulsos. Al descomponerse el gas neutralizante, los electrodos se contaminarán y ésto es lo que limita la vida del contador. Los gases neutralizantes son generalmente halógenos que se mezclan en pequeña proporción con gases nobles e hidrocarburos saturados para formar la mezcla ionizante. (1) (7)

Sistema electrónico.

A continuación se muestra un esquema del sistema electrónico asociado a los detectores para medir la radiactividad. (1) (7)

Detectores de Centelleo.

Este detector es una versión moderna del espintariscopio el cual fué uno de los primeros instrumentos de detección. Consiste en una caja con una capa de sulfuro de zinc colocado en un extremo interno; en el extremo opuesto hay unas lentes a través de las cuales se puede observar el sulfuro de zinc. Cuando un material radiactivo se introduce dentro de la caja, las partículas emitidas al interaccionar con la capa de sulfuro de zinc provocan centelleos. Las sustancias capaces de absorber una radiación y de re-emitir la energía absorbida en forma



de la luz son llamados centelleadores. El fundamento de éste sistema de conteo es el siguiente: el número de fotones producidos es proporcional a la energía de la radiación, suponiendo siempre que toda la energía es absorbida por el centelleador. En un principio el conteo de los centelleos era visual y no tuvo gran importancia éste método hasta que se le integró al sistema el tubo fotomultiplicador, el cual convierte los centelleos en pulsos amplificados de corriente.

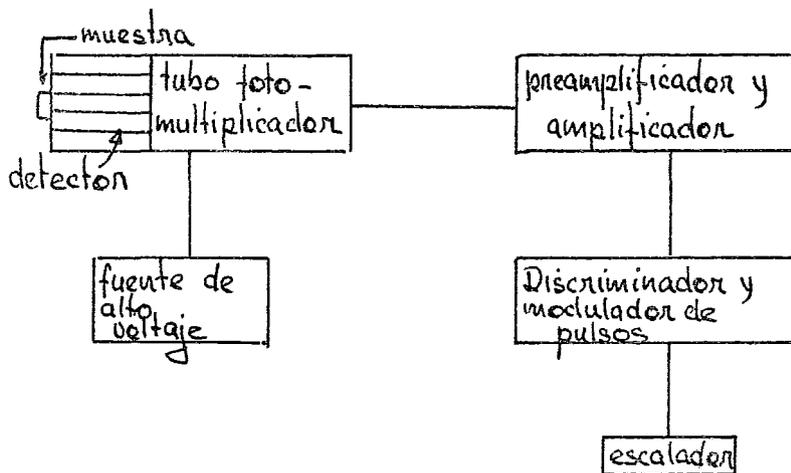
El centelleador más común es el de ioduro de sodio. El utilizado para el conteo de partículas alfa, es el sulfuro de zinc activado con plata. Existen otros que se están haciendo importantes como el poliestireno, el polivinil tolueno y en general plásticos impurificados que presentan propiedades centelleantes, por lo cual son llamados fósforos. (1) (7) (15) (22) (23) (24).

Tubo fotomultiplicador.

La función del fotomultiplicador consiste en transformar el rayo de luz en una señal electrónica. El fototubo generalmente se coloca junto al centelleador para evitar pérdida de fotones.

Los fotones inciden sobre el fotocátodo provocando la emisión de electrones, los cuales son acelerados por un campo existente de 100 volts; los electrones liberados y acelerados chocan a su vez contra una placa, produciendo mayor número de electrones los cuales a su vez son vueltos a

a celerar. El fenómeno se repite aproximadamente durante diez veces, multiplicándose los fotoelectrones originales n^{10} veces. Esquema de un detector de centelleo y equipo electrónico asociado.



Para que un detector de centelleo trabaje eficientemente se debe llevar a cabo los siguientes fenómenos.

1. La radiación nuclear debe ser absorbida en el centelleador con emisión inmediata los fotones de luz.
2. Estos fotones deben ser transmitidos en cantidad razonable al fotocátodo del fotomultiplicador.

3. La absorción de los fotones de luz en el fotocátodo debe provocar la emisión de electrones.
4. Los diferentes pasos de fototubo deben multiplicar el número de electrones a un valor lo suficientemente grande para que los pulsos puedan ser expresados en número de desintegraciones en la unidad de tiempo. (1) (7)

Detectores semiconductores.

También son conocidos como detectores de estado sólido. El funcionamiento del aparato quedará más claro si se habla un poco acerca de las propiedades eléctricas del silicio y de los fenómenos que ocurren dentro de sus átomos. Un átomo de silicio aislado tiene cuatro electrones de valencia; los cuales son usados totalmente para formar ligaduras; como consecuencia un cristal de silicio será un pobre conductor de la electricidad. Si un átomo de fósforo, el cual tiene cinco electrones de valencia se introduce dentro de un cristal de silicio, cuatro de sus electrones serán utilizados como ligaduras y un electrón quedará libre.

Un trozo de silicio que contenga impurezas de fósforo en su estructura se denomina del tipo -N (N; negativo, pues existen electrones extra). Si un átomo de boro, el cual tiene tres electrones de valencia, se introduce dentro de un cristal de silicio, se le denomina del tipo -P pues hay un electrón faltante en las uniones de los átomos de boro y de silicio.

Al fósforo se le denomina donador de electrones y al boro se le denomina acep-

tador . Si se pone en contacto una pieza de silicio del tipo -P con una pieza del tipo -N, se produce un potencial de contacto entre ellos. En la región de unión todos los electrones libres del donador viajan a la región positiva, neutralizando todos los aceptadores y en la zona de unión la pieza se convierte en no conductora.

Si se aplica una diferencia de potencial a la región de unión una nueva emigración de electrones se producirá de la región -N a la región -P, y además la zona no conductora se vuelve más grande. Si una partícula radiactiva atraviesa la zona no conductora, (la cual se denomina capa de depleción) otros electrones se liberarán dejando iones positivos y agujeros electrónicos; los electrones libres emigran inmediatamente hacia el lado positivo y se forma un pulso de corriente. La recolección de cargas se lleva a cabo en 10^{-8} segundos.

Los iones positivos de silicio no se mueven, pues están fijos dentro del cristal y sólo buscan el compartir electrones del átomo neutro que se encuentra a su derecha. Si un ión positivo captura un electrón de un átomo neutro entonces este último se volverá un ión positivo. El agujero electrónico que moverá hacia la derecha y los electrones se moverán hacia la izquierda.

Mediante este mecanismo los iones positivos del silicio pueden acarrear corriente mucho más aprisa que los iones positivos de un gas como el argón, donde su mecanismo envuelve la migración de iones de argón. La región de unión se establece donde la concentración de fósforo neutraliza la concen-

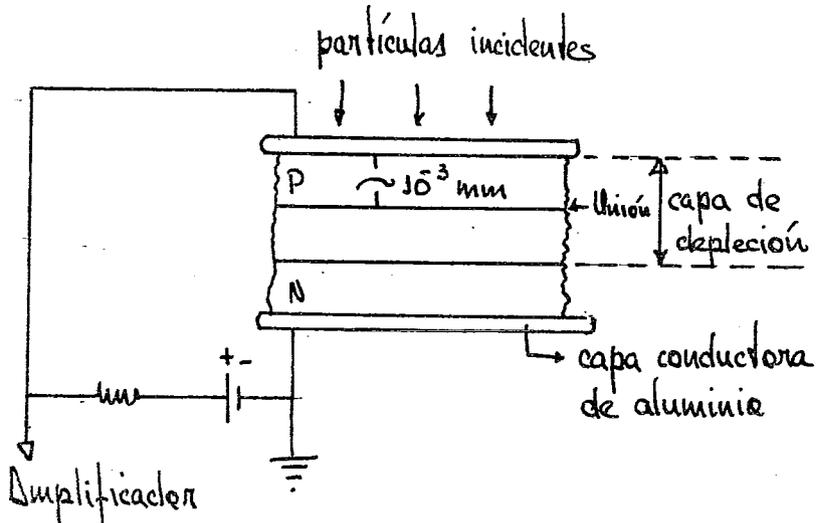
tración de impurezas -P . Una placa de aluminio se coloca en un extremo del sistema formado por la unión de una pieza del tipo -P y una pieza del tipo -N. La parte de enfrente es positiva, originada por una batería la cual aumenta la capa de depleción. Un semiconductor se puede considerar como una cámara de ionización con las siguientes diferencias:

a) La densidad del medio es mayor, b) El rango de las partículas alfa es de micras en vez de milímetros, c) se necesitan 3.5 ev para producir un par ionico en el cristal de silicio impuro y para el argón se necesitan 28 ev.

La ventaja de un contador sólido sobre una camara de ionización es la de que en un volumen muy pequeño un contador sólido produce ocho veces más carga que un detector llenado con gas para partículas que depósitosan igual energía.

La energía depósitada en el contador sólido es proporcional al tamaño del pulso formado, sin importar el tipo de radiación que sea . Por ejemplo: El pulso producido por un átomo de helio de 50 Mev es 5 veces más grande que el pulso producido por un protón de 10 Mev. Este fenómeno no ocurre con otro tipo de contadores.

Los detectores de estado sólido estan sustituyendo a las cámaras de ionización como método de detección , pues tienen un poder de resolución mayor y un sistema más simple. (1) (4) (7) (15)



detector de semiconducción

Técnicas de conteo.

La interpretación de los resultados obtenidos es un punto muy importante en la detección radiactiva, pues aún cuando la radiactividad es un fenómeno al azar, son necesarios valores confiables en su detección.

Existen factores que deben tomarse en cuenta para evitar errores y los resultados de las técnicas de conteo se deben de considerar siempre en forma estadística. (5)

Conteo de un contador Geiger:

En un contador Geiger no se registrarán pulsos de corriente hasta que se alcance un valor determinado de voltaje. A partir de un valor umbral, el conteo es sensiblemente constante durante un intervalo de 150 a 200 volts por encima del umbral. Si se contruye una gráfica de las cuentas por minuto contra el voltaje,

se obtiene una curva con una meseta. La inclinación de la meseta es expresada normalmente en porcentaje de la velocidad de conteo por cada volt y si el aparato está trabajando en buenas condiciones debe ser la pendiente menor a un valor de 0.1% por cada volt. Puede ser usada la siguiente fórmula para calcular valores de porcentaje:

$$\frac{C_2 - C_1}{V_2 (C_2 + C_1)} \times \frac{100}{V_2 - V_1} < 0.1\%$$

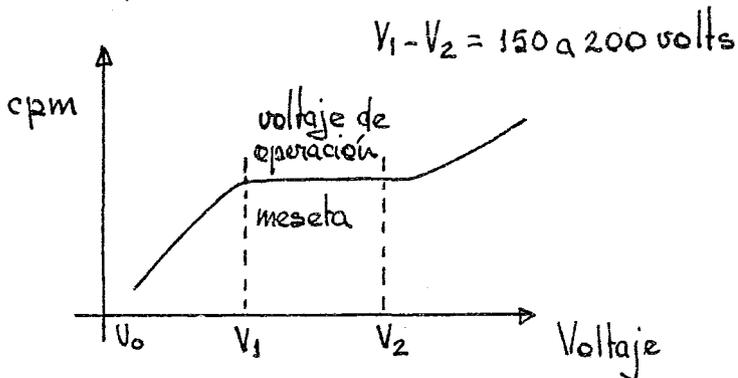
donde: V_1 voltaje en el umbral de la meseta.

C_1 velocidad de conteo en el umbral de la meseta.

V_2 voltaje al final de la meseta.

C_2 velocidad de conteo al final de la meseta.

Si una meseta tiene 200 volts de largo aproximadamente, el voltaje usual utilizado para trabajar está entre 50 y 75 volts por encima del voltaje en el umbral, o sea donde empieza la meseta.



Al final de la meseta, a grandes voltajes se producen en el contador descargas espurias.

Para asegurarse de que el instrumento trabaja adecuadamente se deben llevar a cabo las siguientes revisiones:

- a. Levantar el voltaje lentamente hasta que el conteo comience (V_1)
- b. Aumentar el voltaje 50 volts ($V_1 + 50$) y obtener de una fuente cualquiera hasta 10,000 cuentas.
- c. Aumentar el voltaje más de 100 volts ($V_1 + 150$) y contar el mismo tiempo que en el caso b.
- d. Las velocidades de conteo anteriores no deben de diferir en más de 10% , en caso contrario el aparato no trabaja bien.

Tiempo de resolución.

Se denomina tiempo de resolución al mínimo tiempo necesitado por el contador para registrar dos cuentas sucesivas, después de cada pulso el contador Geiger se mantiene inactivo por un momento, lapso conocido como tiempo de resolución.

Un porcentaje de sucesos ocurrirán dentro del tiempo de resolución y no serán registrados por el aparato. Para obtener la verdadera velocidad de conteo se debe hacer la siguiente corrección: Si t representa el tiempo de resolución m es la velocidad de conteo observada y n es la velocidad real de conteo, entonces un tiempo de conteo mt se pierde por cada cuenta registrada. El tiempo de pérdida de conteo es mt segundos por cada segundo y el tiempo neto de conteo por segundo es $1 - mt$, de aquí que

$$\frac{n}{m} = \frac{I}{I - mt} \quad ; \quad n = \frac{m}{1 - mt}$$

El valor usual considerado como tiempo de resolución en un contador Geiger - Müller es de 400 microsegundos.

Existen tablas con las cuales se pueden corregir las diferentes lecturas obtenidas en un contador Geiger. (5)

Fondo.

Cuando un contador se conecta y se eleva a un voltaje aproximado, se obtiene una velocidad de conteo sin que halla muestra dentro del detector. La radiactividad detectada proviene de la atmósfera. La tierra recibe constantemente partículas de alta energía en una cantidad más o menos fija que chocan con la parte alta de la atmósfera produciéndose a causa del choque neutrones, mesones y rayos gamma.

Además de las radiaciones cósmicas que detecta el aparato, las radiaciones provenientes de isótopos radiactivos existentes en la tierra, en el aire o en el agua, y aún en los seres vivos pueden ser detectadas por un contador. El agua utilizada para beber por ejemplo tiene concentraciones de 10^{-9} a 10^{-10} microcuries por ml.

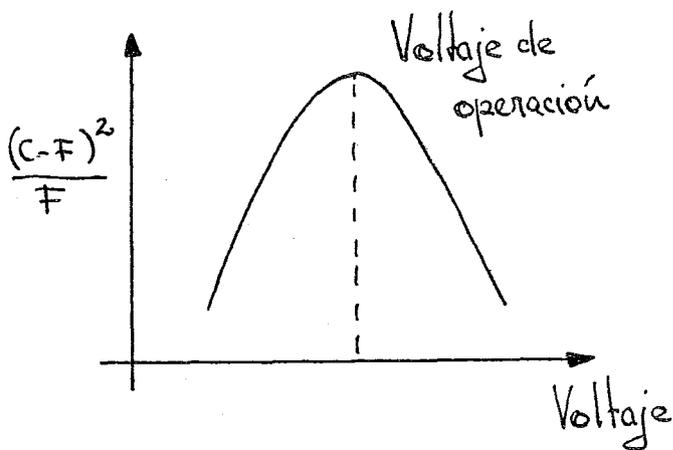
A la suma de todas estas radiaciones provenientes del cosmos del aire, del agua, de los seres vivos se le denomina fondo, el cual debe ser medido bajo las condiciones de operación escogidas y posteriormente restada de la actividad obtenida. La corrección debida a fondo es importante y debe ser hecha después

de cada determinación, principalmente cuando se trabaja con muestras de baja actividad. La corrección debida a tiempo de resolución es muy importante con muestras que tienen una gran actividad, a la inversa de la corrección por fondo, que resulta de mayor importancia mientras el nivel de radiactividad de la muestra sea menor. (5)

Voltaje de operación en un contador de centelleo.

Para escoger el voltaje de operación en un contador de centelleo el criterio más general es el siguiente: Se deberá tomar un valor de voltaje en el cual la diferencia entre la actividad de la muestra y el fondo tenga el valor más grande. En un contador de centelleo, es necesario construir una gráfica del cuadrado de la diferencia de lecturas de actividad y fondo dividida entre el fondo contra los diferentes valores de voltaje.

El máximo de la curva así obtenida, indicará las condiciones óptimas de voltaje.



Voltaje de operación en un contador proporcional.

El criterio seguido es el mismo que se utilizó para los contadores de centelleo.

La diferencia entre la actividad de la fuente menos el fondo, al cuadrado entre el fondo, contra el voltaje o sea, $\frac{(C-F)^2}{F}$ vs Voltaje, indica las

condiciones óptimas de voltaje. (1) (5)

Preparación de las muestras.

La evaporación de una solución contenida en un pequeño recipiente es el método más simple de preparación de muestras sólidas:

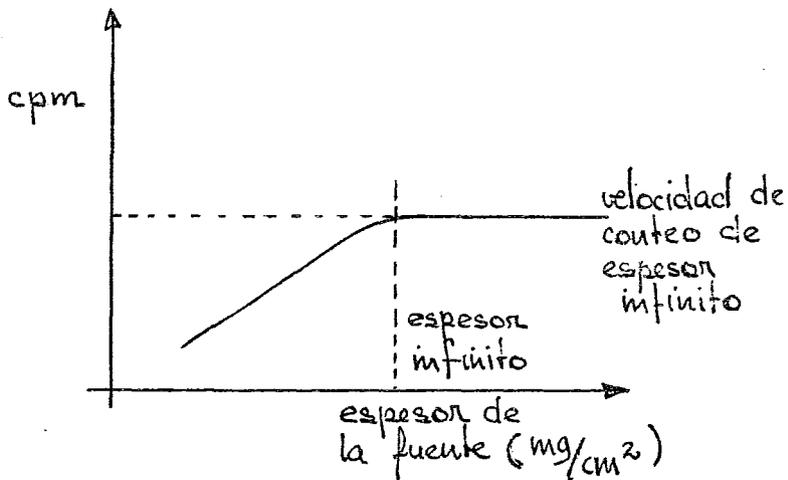
Cuando se utilizan recipientes de paredes planas el volumen de ellos rara vez es mayor a 0.5 ml. Los recipientes son de aluminio, cobre, acero inoxidable y platino. El contenedor de acero inoxidable tiene la ventaja de ser barato y además fácilmente descontaminable, proceso que se debe llevar a cabo con cualquier recipiente que se haya utilizado.

El proceso de evaporación se realiza con una lámpara de luz infraroja colocada a aproximadamente a una distancia de 4 a 8 pulgadas del recipiente, con la finalidad de que la solución no alcance su punto de ebullición, pues si ocurre ésto el líquido saldrá expelido fuera del recipiente contaminando áreas cercanas. Una vez secada la muestra, ésta se debe tapar con un papel plástico para evitar que se desparramen las pequeñas partículas.

La electrólisis es también utilizada para preparar muestras radiactivas, pues en el proceso de electrodeposición se forma una capa muy fina. (1) (5) (7)

Autoabsorción.-

Si el tamaño de una fuente emisora se va aumentando, la actividad de la muestra va creciendo hasta llegar a un valor máximo y ésto se debe a que se alcanza un equilibrio entre las partículas emitidas y las partículas absorbidas por el emisor.



Al espesor en el cual, las cuentas por minuto se vuelven constantes se denomina espesor infinito.

El problema de la absorción se complica principalmente con las fuentes emisoras de partículas alfa y emisores de partículas beta de baja energía, pues éstas partículas pueden ser absorbidas por la misma fuente antes de llegar a la superficie produciendo de ésta manera un valor falso de actividad de la muestra. Son necesarias fuentes emisoras muy delgadas para evitar el por autoabsorción,

o bien si van a realizarse comparaciones de actividad se deben utilizar muestras de espesor infinito, en las que las partículas emitidas por las capas internas no serán registradas por el contador comparándose sólo la actividad por unidad de peso (actividad específica) de las muestras. Como ya se indicó el factor de autoabsorción toma considerable importancia con los emisores alfa y los emisores beta de baja energía, siendo casi nulo si se trata de emisores gamma. (1) (5) (7)

Factores Geométricos

Para que un conteo pueda ser útil, la posición de la muestra con respecto al detector siempre debe ser la misma; de otra manera la determinación no es exacta, e especialmente si el grado de absorción por el aire es diferente según la posición, lo que ocurre si la fuente se coloca a diferentes distancias. Lo más aconsejable en cuanto a la forma de la fuente es que sea semejante a un punto cuanto sea posible. (1) (5) (7)

Factores externos de absorción.

Un factor importante a considerar es la de los absorbedores existentes entre la fuente y el contador. Estos medios absorbedores pueden ser aire, la ventana del contador y la pared del contenedor. Por último la distancia existente entre la muestra y el detector debe permanecer siempre constante. (1) (5) (7)

Criterios para escoger un equipo de conteo.

Un valor de cuentas por medio de tiempo que sea un verdadero reflejo de la cantidad de radiactividad es necesario en trabajos de investigación y en aplicaciones realizadas en la industria, de aquí que el escoger un aparato adecuado para registrar el conteo sea un punto importante. El estado físico de la muestra puede deci

dir el tipo de aparato, aún cuando el criterio de elección se basa principalmente en el tipo y energía de la radiación, por ejemplo: no es posible detectar partículas de baja energía con contadores Geiger de ventana del detector debido a su grado de absorción. Es necesario por tanto conocer la energía de las partículas de baja energía no podrá atravesar la ventana del detector debido a su grado de absorción. Es necesario por tanto conocer la energía de las partículas. Si se presenta el caso de escoger entre dos o más tipos de aparatos, otros criterios se utilizarán como son el precio, la maniabilidad, la eficiencia del instrumento y el tipo de duración. Si las energías de las partículas son lo suficientemente grandes, los contadores Geiger son los más empleados, por ser los más simples y baratos. (1) (5) (7)

Conteo de partículas alfa

Para muestras emisoras de partículas alfa se recomienda el contador de centelleo ZnS (Ag), pues tienen un amplio rango de velocidad de conteo, y además no necesita un sistema de gran amplificación. Puede detectar éste aparato partículas beta en un número de 10^6 veces mayor sin que exista una interferencia realmente significativa. Se utiliza comúnmente en centelleador de sulfuro de zinc activado con plata.

Los detectores de estado sólido son también utilizados y son especialmente empleados cuando es necesario un análisis de energía de las partículas alfa. Su precio es un inconveniente. Otra alternativa es un contador proporcional que utilice gas argón, cuando no es necesaria mucha precisión el contador Geiger es utilizado y dado la corta trayectoria de las partículas alfa las ventanas deben ser delgadas. (5) (7)

Conteo de partículas beta.

Para partículas beta con energías arriba de 0.1 Mev es utilizado, un contador

Geiger - Muller para sólidos. Si la energía es por arriba de 0.5 Mev pueden contarse inclusive muestras líquidas utilizando un modelo Geiger-Muller especial. (5) (7) Para partículas beta de bajas energías como las emitidas por el C-14 y tritio existen las siguientes alternativas:

- 1) Un contador de gas ya sea proporcional o Geiger sin ventana para evitar absorción externa.
- 2) Un contador de centelleo líquido.

Conteo de radiaciones gamma.

El más utilizado es el contador de centelleo provisto de cristales de yoduro de sodio activados con talio siendo, su eficiencia de 50% o más para modelos de pozo, en los cuales la muestra se inserta en el detector. Detectores de estado sólido pueden también ser utilizados, principalmente cuando se realizan análisis de energía. Los detectores de ionización gaseosa se usan también, no obstante presentar una baja eficiencia para este tipo de radiaciones. (5)

Conteo del tipo 4π.

En éste método se emplean; cámaras de ionización, contadores proporcionales y contadores Geiger. Los aparatos registran todas las partículas emitidas por la fuente. La fuente se coloca en una hoja delgada de aluminio de 160 microgramos/cm² en medio del detector. Su eficiencia para partículas beta con energías mayores a 0.4 Mev es de 99% a 100%. A energías menores a 0.4 Mev existe una absorción en la hoja de aluminio. Para estimar la pérdida por absorción se colocan placas arriba y abajo de la muestra y se obtiene la gráfica de la velocidad

cidad de conteo contra el espesor de las placas y se extrapola a cero. Este método es muy utilizado para determinar la velocidad de desintegración absoluta lo cual es necesario en los procesos de calibración. (5)

Conteo de tipo coincidencia.

El conteo de tipo coincidencia se utiliza para emisores de rayos gamma y partículas beta. La fuente se coloca entre un contador beta y un contador gamma. Los pulsos del contador beta y del contador gamma son llevados a un escafador, registrando solamente los pulsos simultáneos. Cada contador registra también sus pulsos separadamente.

Si la eficiencia del contador beta es E_1 y N es la velocidad de desintegración la velocidad de conteo beta registrada será.

$$n_B = E_1 N$$

Si la eficiencia del contador gamma es E_2 y N es la velocidad de desintegración, la velocidad de conteo gamma registrada será.

$$n_{\text{gamma}} = E_2 N$$

El conteo de coincidencia estará dado por:

$$n_c = N \times E_1 \times E_2$$

$$N = \frac{n_B n_g}{n_c} \longrightarrow \text{(vel. de desintegración)}$$

Es necesario hacer otras correcciones como son fondo, tiempo muerto, absorción contribución gamma al canal beta, etc. (5)

Conteo de anticoincidencia.

En caso de que sea necesario medir una actividad muy baja, el error producido debido al fondo debe eliminarse. Dos pulgadas de plomo reducen el fondo a $1/3$ y con cuatro pulgadas de plomo la reducción de fondo llega a su máximo. (5) Si se colocan una serie de contadores alrededor del contador que tiene la muestra radiactiva, cualquier pulso provocado por rayos cósmicos en el contador interior, también será detectado por alguno de los contadores que están alrededor, en cambio si una partícula beta proveniente de la fuente acciona el escalador del contador interno, sólo éste será el que se accione. El contador conteniendo la fuente y aquellos a su alrededor están conectados a una unidad de anticoincidencia la cual sólo deja pasar pulsos que no estén en coincidencia con alguno producido por los segundos.

El colocar una serie de contadores alrededor de un contador que tiene la fuente equivale a una protección de 2 ó 3 pulgadas de plomo. Si además de colocar el sistema anterior, se coloca una capa de plomo, el fondo, puede reducirse a un décimo de su valor inicial. El grado de disminución del fondo dependerá de la exactitud necesitada en la determinación. Los últimos sistemas en anticoincidencia utilizan uno o dos detectores rodeando al central, en vez de un conjunto de ellos, lo que mejora aún más el propósito de reducir la detección de la radiación de fondo a un mínimo. (5)

Interpretación de resultados.

Si una muestra se cuenta durante una hora y la velocidad de conteo se divide entre 60, el resultado en cuentas por minuto es el valor promedio en 60 minutos de desintegración.

El valor así obtenido se acerca más al valor real del número de desintegraciones en un minuto que si se tomara el valor obtenido para un minuto cualquiera.

La velocidad de conteo debe ser un valor promedio y los conteos deben ser tan largos como sea posible, dependiendo claro está de la actividad y vida media de la muestra, de otra manera velocidades de conteo tomadas en períodos cortos trae resultados erróneos, lejos del valor promedio. Un histograma de diferentes valores de lecturas contra frecuencia con la cual se repiten estas lecturas nos dice donde está el mayor número de lecturas que se han repetido. La curva formada dentro del histograma se denomina curva de distribución de resultados. Todos los resultados se pueden agrupar dentro de esta curva, la cual puede tener algunas variantes. El estudio matemático de las curvas formadas por una serie de datos tiene gran aplicación. (1) (5) (7)

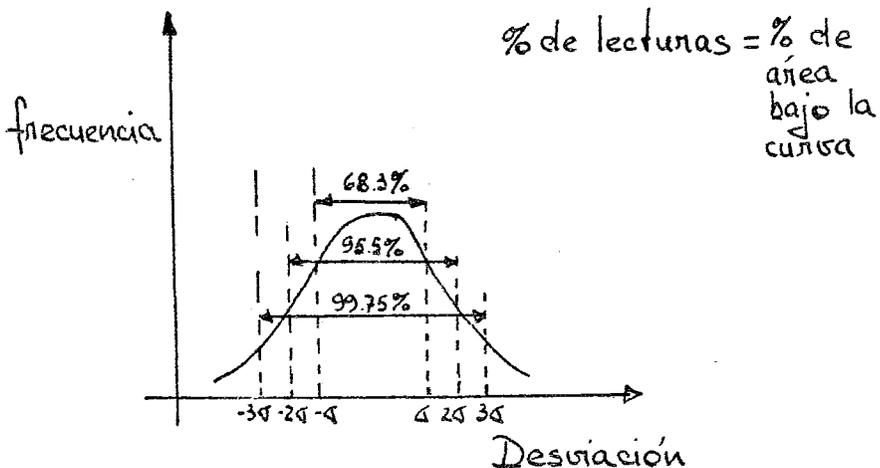
Desviación estandar.

De acuerdo a la ley de distribución normal, las desviaciones ya sean positivas o negativas con respecto a un valor medio son igualmente probables y la probabilidad de desviaciones grandes en relación al promedio es menor que la probabilidad de desviaciones pequeñas.

La curva que se forma tiene aspecto de campana simétrica.

El ancho de la distribución está expresado por la variancia la cual está relacionada con el área bajo la curva. La variancia está definida como el promedio de los cuadrados de las desviaciones con respecto a la media aritmética (\bar{x}) y es igual al conteo medio. La raíz cuadrada de la variancia nos define la desviación estandar. (σ)

Si el conteo realizado se hace lo más largo posible (x) la desviación estandar se hace más grande pero su porcentaje con respecto a (x) es menor. Si se realizan un gran número de conteos, la fracción que tenga una desviación menor o igual que la desviación estandar, está representada bajo la curva entre las coordenadas correspondientes a ($-\sigma$) y (σ). Esta área corresponde a 0.683 unidades cuadradas del área total de la curva, el área total de la curva se considera uno. Un 31.7% de las observaciones tendrán una desviación más grande que la desviación estandar.



En la práctica una muestra es contada una sólo vez o un pequeño número de veces, por lo tanto el conteo medio es desconocido. Así que existe un 68.3 % de probabilidad de que una sólo medida difiera del conteo medio en más de 1σ , sea en sentido positivo o negativo. Si se efectúa una sólo medición, la \sqrt{x} será pequeña comparada con x , el error envuelto al suponer que $\sigma = \sqrt{x}$, en vez de la raíz cuadrada del conteo medio es despreciable y el verdadero conteo entonces puede ser considerado como $x \pm \sqrt{x}$, con una oportunidad en tres de que los límites de error se excedan. El error por conteo realizado durante una sólo vez está dado por la desviación estandar (\sqrt{x}) y el porcentaje de error disminuye al aumentar el número total de cuentas. A continuación la siguiente tabla ilustrará lo anterior.:

total de cuentas observadas X	\sqrt{X}	% de error (con 68.3 de confianza)
100	10	10
1,000	31.6	3.2
10,000	100	1
100,000	316	0.32
1,000,000	1,000	0.1

Según la tabla es necesario registrar un total de 10,000 cuentas para poder reducir el error por azar al 1% y todavía hay una oportunidad en tres de que el error sea excedido. Si es necesario un grado de certeza mayor, los límites

$$X \pm 1.64 \sqrt{X}$$

o que la velocidad de conteo medio quede entre los límites $\frac{x}{t} \pm 1.64 \frac{\sqrt{x}}{t}$ donde t es el tiempo de observación.

Es posible seleccionar el grado de confianza requerido y el ajustar el número de cuentas totales a un valor de tal manera que el error por azar (% de error) sea disminuído al valor requerido. Deben ser tomadas las siguientes consideraciones al realizar el conteo:

a) La desviación estandar es igual a la raíz cuadrada del conteo medio.

La \sqrt{x} es mucho más pequeña que x y el error por considerar como conteo promedio $x = \sqrt{x}$ es depreciable con una oportunidad en tres de que los límites de error serán excedidos.

b) En caso de que sea necesario un grado de certeza muy grande, el conteo debe ser tan largo como sea posible.

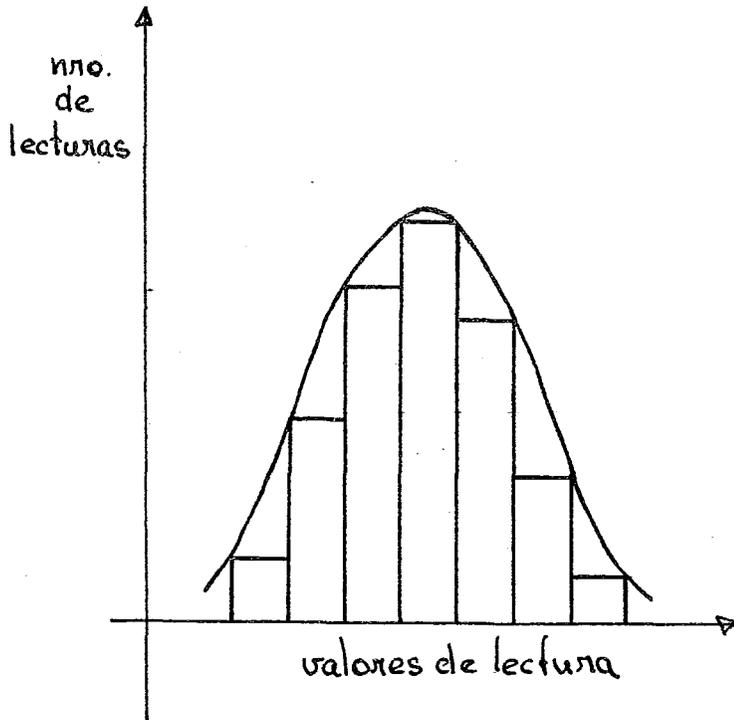
c) Para muestras de baja actividad, la corrección por fondo toma considerable importancia. Si C es la velocidad de conteo de una fuente más fondo existente y B es la velocidad de conteo sólo del fondo, la velocidad de conteo de la fuente considerada sola será:

$$(C - B) \pm \left(\frac{C}{t_c} + \frac{B}{t_b} \right)^{1/2}$$

t_c ; tiempo de conteo de fuente y fondo

t_b ; tiempo de conteo de fondo.

(I) (5) (7)



Histograma. -

CAPITULO III.- PRODUCCION DE RADIOSIOTOPOS.

Introducción.-

El fenómeno de la radiactividad hasta el año de 1919 sólo se conocía como un proceso natural existente en algunos isótopos de elementos pesados.

Rutherford en 1919 logró formar productos radiactivos. En enero de 1934 F. Joliot y la hija de Mme. Curie anunciaron que el boro, el aluminio y el magnesio podrían hacerse radiactivos si se les bombardeaba con partículas α provenientes de polonio y la cantidad de radiactividad inducida para cada caso tenía una vida media característica.

En la actualidad se conoce al menos un isótopo radiactivo para cada elemento de la tabla periódica y alguno de los elementos tienen hasta 20 radioisótopos o más con vidas medias que fluctúan desde microsegundos hasta varios millones de años.

Pureza radioquímica.

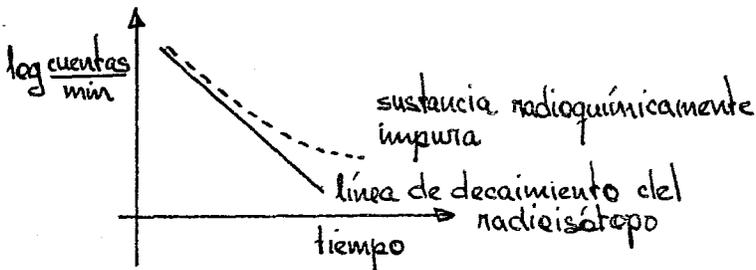
El concepto de pureza cuando se habla de radiactividad se define sólo en función de si la radiactividad proviene de un sólo o de varios tipos de núcleos. Una mezcla de sal común en la cual existen dos isótopos de sodio siendo éstos Na-24 y Na-22 se le consideraría en la química de la radiactividad como una mezcla impura pues la radiactividad proviene de diferentes tipos de núcleos.

mezcla $\left\{ \begin{array}{l} {}^{24}\text{NaCl} \text{ químicamente pura pero} \\ {}^{22}\text{NaCl} \text{ radioquímicamente impura} \end{array} \right.$

Es necesario subrayar que el concepto de pureza radioquímica difiere totalmente del concepto químico de pureza. Otro ejemplo es el siguiente: una mezcla de ${}^{22}\text{NaCl}$, ${}^{22}\text{NaBr}$, ${}^{22}\text{NaI}$ es radioquímicamente pura aunque químicamente sería considerada impura.

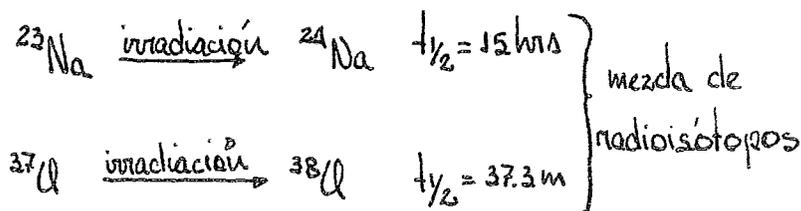
mezcla $\left\{ \begin{array}{l} {}^{22}\text{NaCl} \text{ químicamente impura} \\ {}^{22}\text{NaBr} \text{ pero radioquímicamente} \\ {}^{22}\text{NaI} \text{ pura} \end{array} \right.$

Ya visto el concepto de pureza radioquímica el siguiente problema a resolver sería el de como determinar si una sustancia es radioquímicamente pura. El primer método consiste en construir la gráfica de el logaritmo de la actividad contra el tiempo; si la línea formada no fuera una línea recta con pendiente característica del radioisótopo de que se trata, entonces la sustancia a la cual se le hizo la gráfica es una sustancia radioquímicamente impura.



Para núcleos radiactivos emisores de radiaciones gamma, el contador que se utiliza es el de centelleo; en éste instrumento se puede obtener un espectro el cual se puede comparar con un espectro patrón tomado en condiciones similares; si no coinciden los espectros la presencia de una impureza radioquímica queda manifiesta. También se utilizan detectores con un absorbedor, la razón de la detección sin absorbedor a la detección con absorbedor debe mantenerse constante a lo largo del tiempo. Muchas veces la impureza radioquímica se produce al irradiar el material, es decir se induce actividad en dos tipos diferentes de núcleos, por ejemplo si se utiliza cloruro de sodio y se quiere obtener Na-24 radiactivo la sección eficaz del Cl-37 y su corta vida media provocaría que se formara un producto radioquímicamente impuro.

(7) (20)



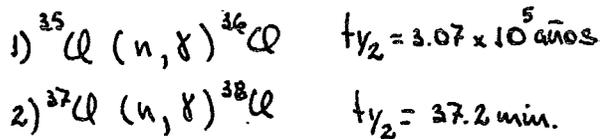
Selección y preparación de blancos.

El material expuesto a un flujo neutrónico se denomina blanco. Un blanco debe llenar ciertos requisitos para poder lograr una inducción de radiación determinada; por ejemplo; el blanco deberá ser térmica y químicamente estable pues los elementos con los cuales esté combinado el blanco inclu

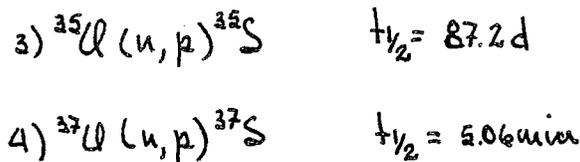
yendo impurezas no deberán provocar impurezas radioquímicas en el producto irradiado; el blanco no deberá presentar peligro después de irradiado ya sea para el personal o para el reactor que sirve como fuente inductora; el blanco debe contener al isótopo del elemento en el cual se va a inducir la radiactividad en proporción razonable.

El utilizar sustancia elementales como blancos evita el problema de la producción de actividades indeseables, así como también el uso de metales estables como blanco evitan problemas de descomposición y de formación de gases al elevarse la temperatura pero existen casos en los cuales al usar sustancias elementales o metálicas resulta contraproducente, ya que éstos pueden combinarse fácilmente o que su disolución es muy lenta afectando las operaciones en las que se tengan radioisótopos de vida media corta. En éstos casos es aconsejable el uso de compuestos, como criterio principal se tomará para escoger entre elemento o compuesto a que procesos químicos se verá sometido el radioisótopo y en caso de que se utilicen compuestos como blancos es necesario el considerar los siguientes aspectos: que productos se volverán radiactivos, vida media de los productos formados, secciones eficaces de los elementos que forman el compuesto y además los subsecuentes procesos químicos a los que será sometido; son aconsejables óxidos, carbonatos, nitratos, acetatos, sales de amoníaco y en algunos casos sulfatos. Para visualizar ésta situación se puede poner como ejemplo el uso de carbonato de sodio para producir Na-24, el C-12 se convierte en C-13 pero con la característica de que no emite radiaciones, lo

mismo ocurre con el oxígeno, se produce O-17 a partir de O-16, el isótopo es estable por lo cual se obtiene un producto radioquímicamente puro, en adición a lo anterior el C y el O tienen secciones eficaces de captura pequeñas, por otro lado si se utilizará cloruro de sodio para producir Na-24 ocurrirán las siguientes reacciones:



Existe la probabilidad de que los neutrones rápidos se filtren a través del moderador y no sean convertidos en neutrones térmicos, en éste caso se producirán las siguientes reacciones:



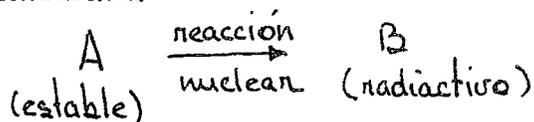
En el primer caso la vida media del Cl-36 es muy grande de tal manera que la constante de desintegración es muy pequeña dado como resultado que el número de desintegraciones por unidad de tiempo sea tan reducido que entren dentro del error estadísticas del Cl-38 sin afectar el conteo. En el tercer y cuarto caso la probabilidad de formación de S-35 y S-37 es pequeña dado que esas reacciones como ya se indicó se producen con neutrones rápidos. Por último el caso dos si afectará considerablemente

la pureza radioquímica dado que tiene una vida media de 37.2 minutos. Es también importante el considerar los siguientes aspectos, algunos materiales sufren una corrosión acelerada con el aumento de la temperatura como es el caso del cobalto o con el aumento de la temperatura podrían acarrear presiones demasiado grandes dentro del contenedor específicamente, en los materiales orgánicos que con algunas excepciones son generalmente inadecuados, los compuestos halogenados se descomponen fácilmente. Si el elemento tiene una sección de absorción alta el flujo de partículas disminuirá mucho dentro del blanco mismo y la actividad específica será menor, de aquí que se recomiende en estos casos el uso de blancos muy delgados y en forma de placas, el blanco deberá estar contenido de tal manera que no haya posibilidad de que se escape.

Los contenedores son de aluminio para muestras sólidas; las muestras líquidas se irradian en ampollas de cuarzo de pared gruesa las cuales a su vez están contenidas en aluminio; se debe tener en cuenta además que el volumen vacío de la ampolla sea suficientemente grande para contener los gases que se van a desprender por efecto de la irradiación. También son usados frecuentemente contenedores de polietileno. (7) (20)

Ecuación de activación.

Al irradiar un blanco estable, éste se puede convertir en radiactivo por medio de una reacción nuclear.



La velocidad de crecimiento en la actividad inducida puede ser cuantificada de la siguiente manera; el número de núcleos transformados por unidad de tiempo depende del flujo de la irradiación, de la sección eficaz de captura, del número de núcleos blancos existentes y a todos éstos factores se les restará la velocidad de decaimiento de los núcleos formados. Matemáticamente expresado quedaría en la forma siguiente;

$$\frac{dN_B}{dt} = V - \lambda_B N_B \quad 1)$$

$$\frac{dN_B}{dt} = \begin{array}{l} \text{núcleos formados en la unidad} \\ \text{de tiempo} \end{array}$$

$$V = cte \begin{cases} f; \text{ flujo de irradiación} \\ \sigma; \text{ sección eficaz de captura} \\ N; \text{ N}^\circ \text{ de núcleos presentes en el blanco} \end{cases}$$

La disminución o decaimiento de los núcleos radiactivos está dado por la ecuación de velocidad de decaimiento.

$$\frac{dN_B}{dt} = -\lambda_B N_B$$

Integrando la ecuación 1) se tiene:

$$\frac{dN_B}{V - \lambda_B N_B} = dt$$

multiplicando por λ_B

$$\frac{dN_B \lambda_B}{V - \lambda_B N_B} = \lambda_B dt$$

$$\frac{dN_B}{V/\lambda_B - N_B} = \lambda_B dt$$

$$u = V/\lambda_B - N_B \quad -\frac{du}{u} = -\lambda_B dt$$

$$du = -dN_B \quad -\ln u = \int \lambda_B dt$$

$$-\ln \left[V/\lambda_B - N_B \right] = \lambda_B t + c$$

$$\text{si } t=0 \rightarrow N_B=0 \quad \ln \left[V/\lambda_B - N_B \right] = -\lambda_B t + \ln V/\lambda_B$$

$$c = -\ln V/\lambda_B$$

$$\ln \frac{V/\lambda_B - N_B}{V/\lambda_B} = -\lambda_B t$$

$$\frac{V - \lambda_B N_B}{V} = e^{-\lambda_B t}$$

$$\lambda_B N_B = V - V e^{-\lambda_B t}$$

$$\lambda_B N_B = V(1 - e^{-\lambda_B t})$$

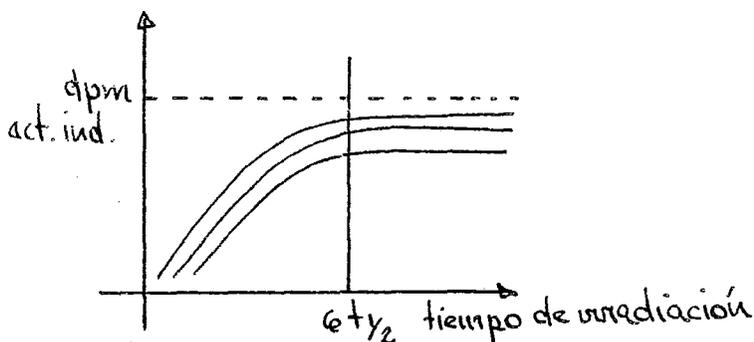
$$\lambda_B N_B = \text{Actividad inducida}$$

$$\lambda_B N_B = V(1 - e^{-\lambda_B t}) \text{ ecu. de la act. ind.}$$

$$\lim_{t \rightarrow 0} (1 - e^{-\lambda_B t}) = 0$$

$$\lim_{t \rightarrow \infty} (1 - e^{-\lambda_{12}t}) = 1$$

es decir, se tiene un valor máximo de inducción de radiactividad para cada caso y se acerca suficientemente para propósitos prácticos al producto ϕN como límite cuando el tiempo de irradiación es igual a 6 vidas medias del radioisótopo, o sea que se obtiene entonces un nivel de radiactividad cercano al máximo posible. Si se construye la gráfica de la actividad inducida contra el tiempo de irradiación para varios flujos o cantidades diversas del mismo elemento blanco se formarán curvas de la siguiente manera. (7)



$$\text{si } \lambda_B = \frac{0.693}{t_{1/2}}$$

$$\text{la act. inducida} = \phi N (1 - e^{-0.693t/t_{1/2}})$$

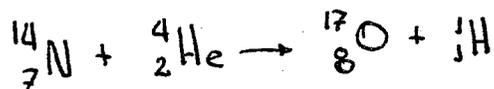
Reacciones Nucleares.

Una reacción nuclear se define como la interacción de un núcleo, partícula, o fotón con otros núcleos produciendo en un tiempo menor a 10^{-12} segundos un núcleo compuesto, con emisión de partículas y/o radiaciones electro magnéticas. El proceso de inducción de radiactividad se fundamenta en una reacción

nuclear, es decir, se producen radioisótopos de un elemento a causa de una colisión de una partícula, de un fotón, o de un núcleo con otro núcleo.

La nomenclatura utilizada para una reacción nuclear es similar a las notaciones usadas para las reacciones químicas.

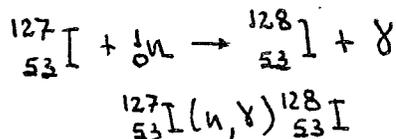
Se colocan los reactivos a la izquierda y los productos formados en el lado derecho de la ecuación. El principio de la conservación de la energía es utilizado también en las reacciones nucleares. Ejemplo:

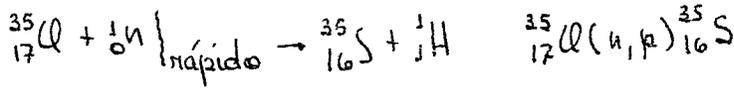
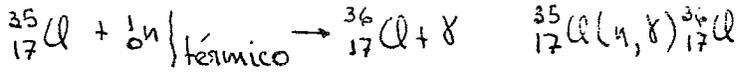


Los siguientes símbolos son utilizados en este tipo de notación:

n; neutrón	α ; partículas alfa
p; protón	γ ; rayos gamma
d; deuterón	X ; rayos X

Ejemplos de reacciones nucleares:



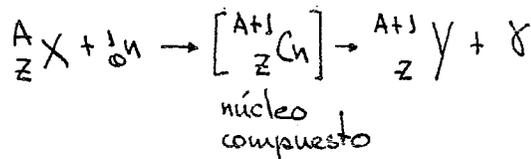


Las primeras reacciones nucleares se lograron bombardeando diferentes sustancias con part\u00edculas alfa provenientes de sustancias naturales radiactivas. (14)

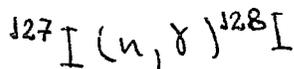
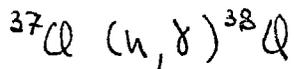
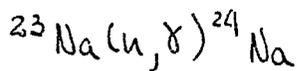
Transmutaciones producidas por neutrones.

En el proceso de inducci\u00f3n de la radiactividad el neutr\u00f3n tiene gran importancia; el hecho de carecer de carga le permite penetrar los \u00e1tomos sin ser repelido por las fuerzas electrost\u00e1ticas existentes en los \u00e1tomos. Su poder de penetraci\u00f3n es mucho mayor que la de los protones, part\u00edculas alfa y deuterones los cuales tienen carga.

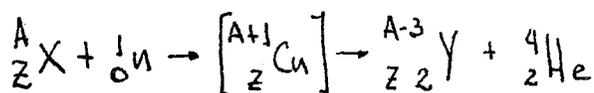
La energ\u00eda cin\u00e9tica de un neutr\u00f3n est\u00e1 relacionada con la mayor o menor probabilidad de colisi\u00f3n con un n\u00facleo; de aqu\u00ed que en el proceso de inducci\u00f3n de la radiactividad se le da mucha importancia al hecho de moderar la energ\u00eda de los neutrones. De la energ\u00eda del neutr\u00f3n depende la probabilidad de interacci\u00f3n como tambi\u00e9n el producto que se forme como resultado de la colisi\u00f3n. Dependiendo de su energ\u00eda en la interacci\u00f3n de un neutr\u00f3n con un n\u00facleo se produce una part\u00edcula alfa, un prot\u00f3n, dos neutrones, un deuter\u00f3n o un rayo gamma. La reacci\u00f3n (n, \u03b3) es la m\u00e1s importante ya que es la de mayor secci\u00f3n eficaz para neutrones t\u00e9rmicos en la mayor\u00eda de los casos y est\u00e1 representada por la siguiente ecuaci\u00f3n general:



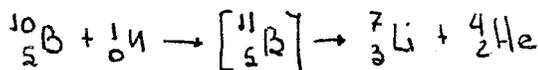
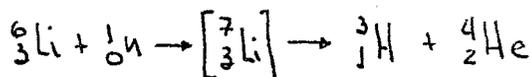
Ejemplos:



La reacción (n, α) está representada por la siguiente ecuación general:

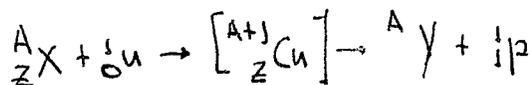


Ejemplos de la reacción general anterior:

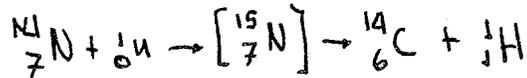


Estas reacciones tienen un gran rendimiento o sección eficaz por lo cual tienen una aplicación práctica consistente en utilizarlas como método de detección de neutrones.

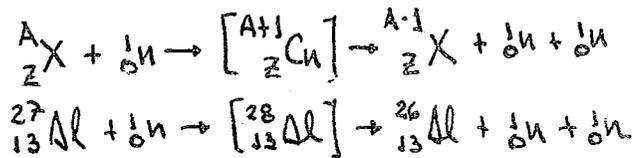
La ecuación general en caso de que se emita un protón por la interacción de un neutrón con un núcleo es la siguiente:



Para este caso la carga se disminuye en una unidad y el átomo se mueve un lugar hacia la izquierda dentro de la tabla periódica.



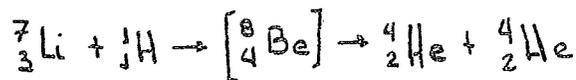
Cuando se emiten dos neutrones la reacción general es la siguiente:



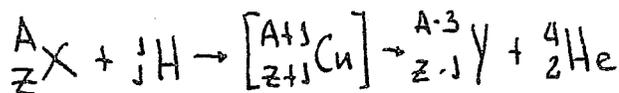
Las reacciones nucleares otras que (n, γ) son generalmente producidas por neutrones rápidos. (14)

Transmutaciones producidas por protones.

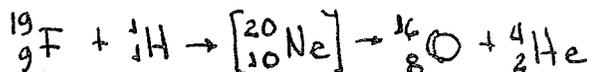
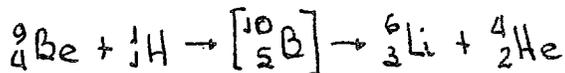
Los científicos Cockroft y Walton bombardearon litio con protones acelerados detectando en forma de centelleo las partículas emitidas por el litio que incidían sobre una placa de sulfuro de zinc. Posteriormente se encontró que las partículas emitidas eran partículas alfa. La reacción anterior se describe a continuación:



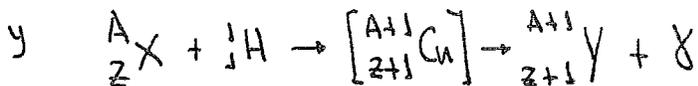
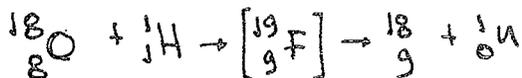
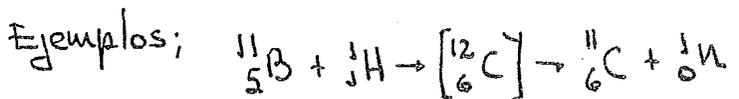
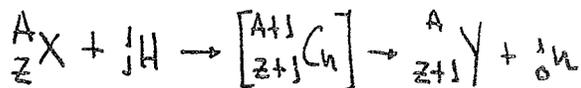
Esta reacción provocó gran interés al poderse demostrar con ella la relación entre la masa y la energía encontrada por Einstein. La energía de los productos podía ser medida con mucha precisión y el valor de las masas era conocida. La forma general de este tipo de desintegración es la siguiente:

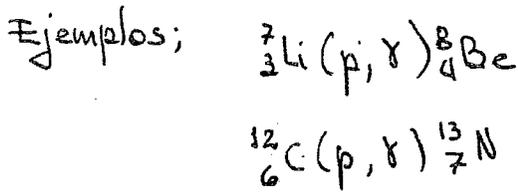


Algunos ejemplos son los siguientes:



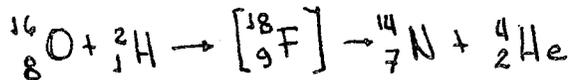
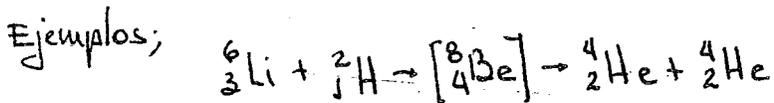
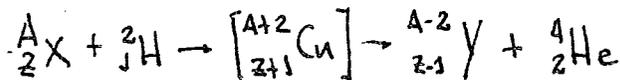
Otros tipos de reacciones que se pueden producir son las siguientes. (14):



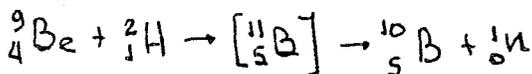
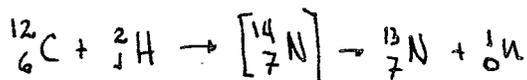
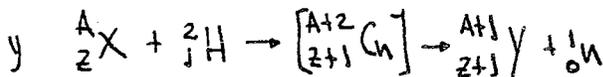
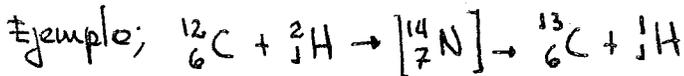
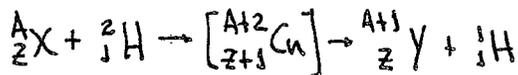


Transmutaciones producidas por deuterones.

La aceleración de la partícula puede producirse dentro de un ciclotrón a una energía de varios Mev, o bien usando para tal fin aceleradores lineales.



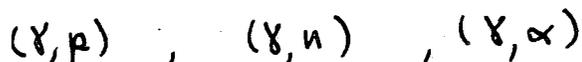
Dependiendo de la energía del deuterón incidente se puede llevar a cabo también las siguientes reacciones. (14):



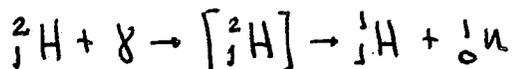
Transmutaciones producidas por fotones.

Este tipo de radiaciones carece de carga y el proceso de transmutación de elementos a partir de fotones ocurre al incidir una radiación gamma sobre un núcleo cuando la energía h del fotón es mayor a la energía de unión de una partícula con el núcleo ya sea neutrón, protón o partícula alfa. (14)

Las reacciones que se pueden provocar son las siguientes.



Ejemplo de una reacción nuclear provocada con radiaciones gamma:



Sección eficaz de captura.

Al hacer incidir un neutrón sobre una placa puede ocurrir cualquiera de los tres siguientes fenómenos:

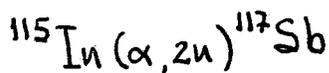
- 1) Que el neutrón choque en forma elástica con los núcleos.
- 2) Que el neutrón atraviese la placa cruzando por los espacios existentes entre núcleo y núcleo.
- 3) Que el neutrón sea absorbida por un núcleo provocando una reacción nuclear.

Si se tiene una placa delgada de un determinado material con una superficie S , teniendo N número de núcleos dentro de ella y bombardeándola con neutrones con una intensidad F (número de neutrones atravesando una superficie de un cm^2/seg) el número de reacciones nucleares estaría dado por la siguiente ecuación:

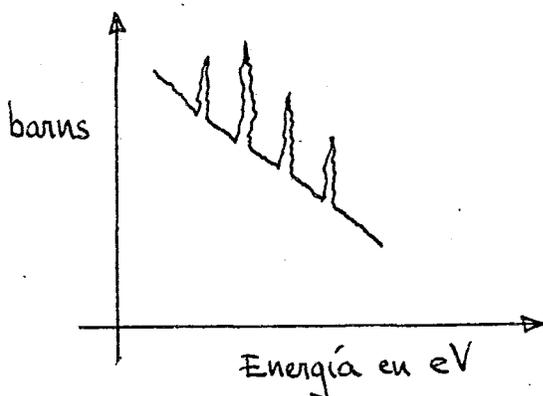
$$n = \sigma \times \frac{N}{S} \times f \times S = \sigma N f$$

donde sigma es la sección eficaz de captura (σ cm²/nro. de núcleos) para una reacción en particular. La sección eficaz de captura será un índice de probabilidad de que ocurra una reacción nuclear o sea que cuantificará la probabilidad de que una partícula, en éste caso un neutrón pueda ser absorbido por un núcleo y provoque una reacción nuclear. Aunque la sección eficaz de captura tenga unidades de área no representa de ningún modo el área que los núcleos presentan al proyectil, su valor depende de la energía con que las radiaciones inciden sobre un núcleo y de la estructura partículas de éste. Las partículas incidentes deben tener un mínimo de energía para poder iniciar una reacción nuclear. Si la energía de la partícula incidente se va aumentando. la sección eficaz de captura cambia hasta un valor máximo, si la energía del proyectil se incrementa aún más la sección de captura disminuye y es probable que una nueva reacción se lleve a cabo formando productos diferentes. A continuación un ejemplo:

$^{115}_{51}\text{In} (\alpha, n) ^{118}_{51}\text{Sb}$ se lleva a cabo si las partículas alfa tienen como mínimo una energía de 11 Mev, la sección eficaz de captura aumenta hasta un valor máximo para ésta reacción nuclear cuando la energía de las partículas alfa es de 19 Mev y por encima de éste valor de energía la sección eficaz disminuye llegando al umbral donde otra reacción nuclear empieza a tener lugar:



El barn es la unidad de sección eficaz de captura y es equivalente a $1 \times 10^{-24} \text{ cm}^2$. Para neutrones térmicos (energías menores a 0.025eV) las secciones eficaces de captura presentan valores que fluctúan desde $0.001 \times 10^{-24} \text{ cm}^2$ hasta miles de veces el número anterior. Existen algunos materiales que presentan los llamados picos de resonancia los cuales son regiones estrechas en las que se presentan valores de secciones eficaces de captura considerablemente grandes. Una gráfica ilustrará lo anteriormente dicho:



Existen tablas con valores de sección eficaz de captura para neutrones térmicos de los cuales se pueden obtener rendimientos de reacciones nucleares ocurridas en reactores, fuentes de neutrones o generadores de neutrones, siendo con mucho la más común la reacción (n,gamma) ocurrida generalmente con neutrones térmicos. (1) (17)

Efecto Szilard - Chalmers.

L. Szilard y T. A. Chalmers observaron que cuando se irradiaba con neutrones ioduro de etilo gran parte de iodo activado podía ser extraído del ioduro de etilo con agua y utilizando una pequeña cantidad de iodo como acarreador (elemento que al precipitar lleva o trae consigo el radioisótopo) y finalmente lo precipitaron en forma de sal. La ligadura del iodo y del carbón se rompía cuando el I-127 por captura de un neutrón se convertía en I-128. La primera explicación que se dió al fenómeno fué la siguiente: cuando ocurre una reacción nuclear las partículas incidentes llegan con energías entre 10 y 100 kev, ésta energía cinética impartida al núcleo es mucho mayor que las energías de enlace; de aquí que se produjeran los rompimientos, sin embargo se encontró posteriormente una objeción a la explicación dado que el fenómeno de separación ocurría aún utilizando neutrones térmico los cuales al interactuar no traían suficiente energía para provocar el rompimiento de la ligadura, ésta objeción hizo que se ampliara el estudio del fenómeno llegándose a la siguiente conclusión: cuando se produce la captura de un neutrón térmico casi siempre va acompañada ésta captura con la emisión de un rayo gamma que a su vez produce un movimiento de retroceso en el núcleo, si la energía del movimiento de retroceso del núcleo es mayor a la energía de enlace, el rompimiento se produce, a los átomos que sufren el movimiento de retroceso se les denomina átomos calientes y de ellos depende la eficiencia de la separación. El rendimiento de la reacción Szilard-Chalmers se ha

mejorado cuando se utiliza una solución que contenga un agente reductor como lo es el $\text{Na}_2\text{S}_2\text{O}_3$ (tiosulfato de sodio) ya que reduce a los iones formados e impide de ésta manera la recombinación de iones iodo y de iones etilo. La separación se puede efectuar con o sin acarreador, si éstos se usan el porcentaje de rendimiento puede subir a 95%, si no se usan los acarreadores el rendimiento baja a un 50%, el hecho de usar acarreador o un isótopo del elemento radiactivo es para aumentar la probabilidad de precipitación del elemento radiactivo y disminuir la posibilidad de recombinación de los iones radiactivos con radicales para formar moléculas.

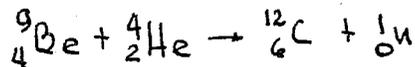
Ejemplos de aplicación de éste fenómeno son las separaciones de radioisótopos de halógenos existentes en compuestos orgánicos como los son el CCl_4 (tetracloruro de carbono), $\text{C}_2\text{H}_4\text{Cl}_2$ (dicloro-etano), $\text{C}_2\text{H}_5\text{Br}$ (bromuro de etilo), CH_3I (ioduro de metilo).

También se utiliza éste fenómeno para otros elementos en adición a los halógenos, por ejemplo: cerca del 50% del P-32 activo formado se obtiene de la irradiación de fosfatos con neutrones obteniéndose en forma de P^3 ; el ácido cacodílico $(\text{CH}_3)_2\text{AsOOH}$ es usado para separar As-76 como arseniato de plata con un 95% de rendimiento; el benzoilacetato de uranio ($\text{UO}_2(\text{C}_6\text{H}_5\text{COCHCOCH}_3)_2$) se usa para obtener el U-239 con un 10% de rendimiento; se utiliza el salicilaldehído o-feniléndiamina para obtener Cu-64 con un 97% de rendimiento removiéndose como Cu^{++} . (7)

Medios de irradiación.

1) Fuentes de neutrones.

Las llamadas fuentes de neutrones producen éstos por medio de reacciones nucleares. Elementos radiactivos naturales que emiten partículas alfa se colocan cerca de elementos ligeros, provocando la reacción (alfa,n). El radio por ejemplo al ser mezclado con el berilio origina una fuente de neutrones como resultado de la reacción:



El radio emite partículas alfa en forma espontánea de aproximadamente 4.79 a 7.68 Mev. y los neutrones emitidos tienen energías desde 1 Mev a 13 Mev. Una mezcla de radio-berilio produce tal cantidad de neutrones que la mezcla es utilizada como emisora de neutrones. La vida media del radio-226 es de 1602 años por lo tanto el decaimiento es muy lento produciendo ésto la ventaja de tener una fuente por un tiempo indefinido. Se ha utilizado una mezcla más compacta, es decir aprovechándose de la compresibilidad del radón por tratarse de un gas, ésta ventaja se neutraliza con el hecho de que el radón-222 tiene una vida media pequeña (3.82d). Una mezcla de polonio - berilio es también utilizada como fuente de neutrones, aunque la emisión de partículas alfa va acompañada de rayos gamma emitidas por el polonio y la energía de energía de los neutrones emitidos por ésta mezcla es menor a la de los neutrones producidos con la mezcla radio berilio. El plutonio-239 emite partícula alfa de 5.1 Mev; su vida media es de 24.39 años y mezclado con berilio (teniendo la mezcla

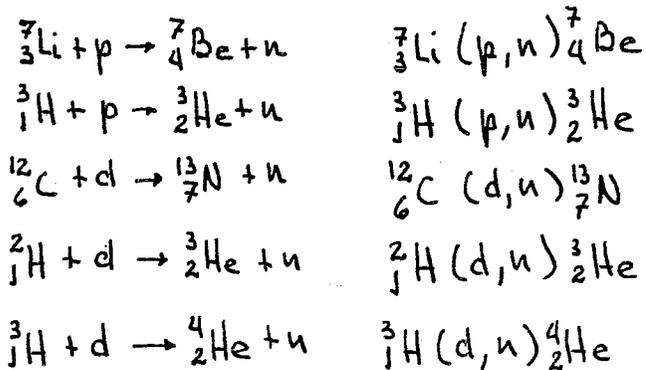
una densidad de $3,7 \text{ g/cm}^2$) es utilizada como fuente de neutrones. El Pu-239 emite rayos gamma junto con las partículas alfa pero de baja energía. Tiene la ventaja sobre las fuentes de radio-berilio de que su emisión de rayos gamma es de baja intensidad, el número de neutrones producidos o rendimiento de neutrones es menor que una fuente de radio-berilio pero sin dejar de ser útil como fuente de neutrones. Una fuente cilíndrica de 2 cm. de diámetro y 3 cm. de altura producirá cerca de 10^6 neutrones/seg.

Otra fuente de producción de neutrones es una aleación de americio-berilio. El Am-241 tiene una vida media de 433 años emite partículas alfa de 5.4 Mev a aproximadamente junto con la emisión de rayos gamma con energías de 40 y 60 kev, ésta emisión gamma hace al americio menos satisfactorio que el plutonio para preparar una fuente de neutrones.

Las reacciones fotonucleares (gamma, neutron) han demostrado ser particularmente útiles para la producción de haces neutrónicos monoenergéticos. Para que el proceso se lleve a cabo, son necesarios rayos gamma de energía mínima definida y los neutrones producidos son de baja energía. Una fuente conveniente de neutrones consiste en una barra de antimonio conteniendo Sb-124 ($t_{1/2} = 60.2 \text{ d}$) rodeado de berilio, ésta fuente recientemente preparada emite neutrones de energía uniforme (aproximadamente 0.03 Mev). Después que ha decaído el Sb-124 puede ser regenerado por exposición de la barra de antimonio a un flujo de neutrones dentro de un reactor nuclear.

Se han empleado rayos gamma obtenidos de betatrones para producir neutrones, teniendo la desventaja de que el haz de neutrones es heteroenergético.

Para obtener un haz de neutrones con otras energías se usan reacciones inducidas por partículas nucleares cargadas obtenidas en aceleradores. Las reacciones a continuación proveen neutrones con energías precisamente definidas con rango entre varios kev a varios Mev.



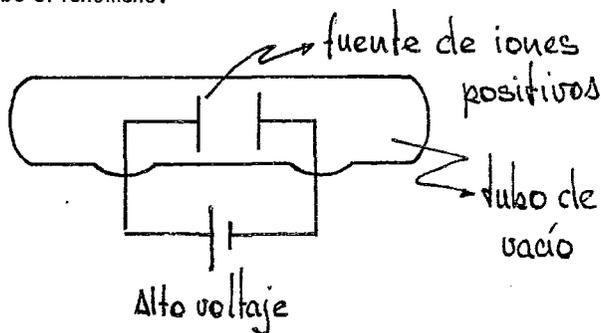
Un proceso de fisión siempre va acompañado de emisión de neutrones y esto puede servir como fuente de neutrones.

En la actualidad el núclido más práctico para este propósito es el californio-252 en el cual tiene una vida media de 2.65 años, decayendo en un 97% por emisión α y en un 3.4% por fisión espontánea y emitiendo 3.5 neutrones por fisión (aproximadamente 2.4×10^6) neutrones/microg .-seg).

En el futuro el uso de elementos producidos artificialmente los cuales sufren fisión espontánea pueden ser utilizados como fuentes de neutrones, ejemplo el Cf-254 (9) (14)

2) Aceleradores.

En la producción de radioisótopos son necesarias partículas de altas energías; de aquí que se buscara otro tipo de fuentes que emitieran partículas a celeradas. El proceso de aceleración se lleva a cabo en la forma siguiente: se provoca la ionización de un gas utilizando un arco eléctrico, por ejemplo el hidrógeno produce protones, el helio al ionizarse produce partículas alfa, en resumen, cualquier gas dentro de un arco eléctrico puede ser ionizado. Una vez que las partículas son ionizadas éstas son aceleradas por medio de un campo eléctrico o electromagnético. El aparato dibujado a continuación describe el fenómeno.



Los iones positivos son atraídos hacia el electrodo negativo y repelidos por el electrodo positivo. La energía cinética medida en electrón-volts de las partículas cargadas que llegan al electrodo es proporcional a la diferencia de potencial en volts entre los dos electrodos, es decir si el voltaje dentro del tubo al vacío es de muchos volts, entonces la energía adquirida por las partículas al acelerarse será grande también, sin importar la distancia que haya recorrido la partícula. (9) (14)

3) Acelerador Van de Graaff.

Este instrumento trabaja bajo el siguiente principio: cuando un conductor cargado se pone en contacto intimo con un segundo conductor hueco, sin importar que tan alto sea el potencial de éste, toda la carga se transfiere al conductor hueco. En base a esto el potencial de un conductor hueco podría ser elevado al infinito pero en la práctica las parte aislantes del instrumento tienen un límite de aquí que el potencial logrado dependerá de la velocidad de descarga a través de los aislantes y de la velocidad de carga. Cuando éstos se igualen el conductor llegará a su potencial máximo. La fuente de iones se encuentra dentro del conductor hueco y los iones acelerados van a la salida del tubo acelerador para incidir en el blanco.

(9) (14)

4) Ciclotrón.

Debido a los problemas y limitaciones encontradas en la producción de altos voltajes, se buscaron nuevos y diferentes métodos para acelerar partículas. El ciclotrón está formado por dos cajas metálicas semicirculares en forma de "D". Estos semicírculos tienen sus diámetros paralelos y ligeramente separados uno del otro. Una fuente de iones está localizada cerca del punto medio entre los semicírculos y éstos están conectados a la terminal de un oscilador de radiofrecuencia de tal manera que un potencial de corriente alterna entre las "Des" primero se dirige hacia un semicírculo y luego hacia el otro. El espacio dentro de cada semicírculo es una región de campo eléctrico cero por efecto eléctrico de protección de las "Des". Los semicírculos están encerrados y también aislados por una caja metálica conteniendo

gas a baja presión y estando todo el aparato entre los polos de un imán electromagnético colocado perpendicularmente al plano de las "Des". La aceleración de las partículas se produce de la siguiente manera; un ión es emitido por una fuente y acelerado por el campo electrostático existente entre las "Des" hacia la "D" que es negativa en ése instante; no hay que olvidar que también existe un campo magnético "H", actuando perpendicularmente al campo de las "Des", el ión viaja con una trayectoria circular de radio dado por la siguiente ecuación:

$$r = m v / H q$$

m ; masa del ión

v ; velocidad del ión

H ; intensidad del campo magnético

q ; carga de la partícula

r ; radio

Mientras se encuentra el ión dentro de las "Des" su velocidad se mantiene constante pero después de describir el ión un semicírculo llega al espacio entre las "Des" y vuelve a sufrir una aceleración debido a la diferencia de potencial. El tiempo que toma el ión en recorrer su semicírculo es el tiempo que tarda el campo eléctrico en cambiar su dirección de tal manera que el campo entre las "Des" siempre tendrá la dirección adecuada para producir la aceleración. Cuando los iones alcanzan la periferia, se sacan de la cámara por efecto de atracción de un plato cargado que saca los iones de su movimiento en espiral y de allí son arrojados a un blanco. (9) (14)

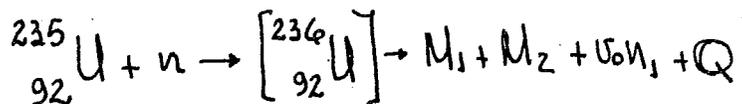
5) Reactores Nucleares.

Los reactores nucleares son los más utilizados como fuentes de irradiación para la producción de radioisótopos y su mecanismo es el siguiente. Una fuente de neutrones se pone en contacto con material fisionable llamado combustible (Uranio o Plutonio), el cual tiene una sección eficaz muy alta para la fisión. Por cada fisión provocada se produce más de un neutrón, misma que produce más fisiones y establecen una reacción en cadena. El núcleo del combustible está rodeado por un material con alto contenido de hidrógeno o de carbono para moderar los neutrones producidos como agua, parafina o carbono. El hidrógeno modera o frena los neutrones debido a que éstos producen colisiones elásticas al chocar con los núcleos de hidrógeno sin ser capturados por ellos; perdiendo velocidad en cada choque. Para determinar la reacción en cadena se introducen al núcleo barras de elementos como el cadmio que tienen una gran sección eficaz de captura para neutrones lentos o térmicos, absorbiéndolos en tal cantidad que el número de fisiones empieza a decaer hasta llegar a cero. Las parte esenciales de un reactor son: el combustible, el moderador, el sistema de enfriamiento, el sistema de control y tal vez un sistema reflector de neutrones. El flujo está definido como el número de neutrones que pasan por segundo en cualquier dirección a través de una área de un centímetro cuadrado. La irradiación de muestras se realiza al exponer éstas a los flujos creados en el interior del reactor y de ésta manera son activados elementos para obtener isótopos radiactivos. (9) (14) (17)

6) Fisión.

El estar investigando el bombardeo de uranio, Fermi y sus colaboradores encontraron que se formaban varios productos al observar actividades y decaimientos con vidas medias diferentes. Se hicieron suposiciones acerca de los productos formados y sólo se llegó a la conclusión de que se trataba de elementos alejados del uranio, considerando la tabla periódica, lo que atrajo el interés de muchos científicos y trataron de identificar los productos, uno de los cuales se reportó como bario aunque no se logró dar explicación de esto. Otros investigadores describieron el fenómeno como un nuevo tipo de desintegración producida por neutrones de naturaleza diferente a las reacciones nucleares. El núcleo pesado bombardeado con neutrones térmicos se divide en dos fragmentos los cuales son isotopos de elementos conocidos pero a su vez no son elementos vecinos de los elementos irradiados.

Es posible la división de un núcleo de uranio en dos núcleos de masas desiguales en la mayoría de los eventos de fisión por acción de un neutrón. Al proceso de división de un núcleo pesado en dos núcleos generalmente desiguales por la acción de una partícula atómica se le denominó fisión. El tipo general de una reacción de fisión para el uranio es la siguiente:

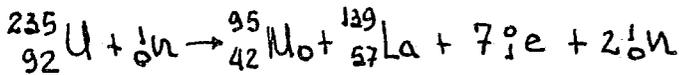


en la que M_1 y M_2 denotan dos núcleos usualmente diferentes en masa, ν es el número de neutrones liberados durante la fisión. El tiempo transcurrido entre la absorción del neutrón y el proceso de fisión del núcleo de uranio es de 10^{-14} segundos. Cuando ocurre la separación los fragmentos formados no son núcleos normales, es decir, la relación entre protones y neutrones es mayor que la posible en núcleos estables, para que los núcleos logren su estabilidad es necesario que emitan radiaciones, en conclusión los productos de una fisión son radiactivos. En adición a la fisión inducida existen casos naturales o espontáneos de fisión ocurriendo ésto un núcleo con número de masa mayor a 230.

El fenómeno de la fisión es utilizado como método de producción de radioisótopos, por ejemplo: el estroncio-90, el cerio-137, el cerio-144, el iodo-131 son obtenidos a partir de fisiones, sin embargo la mayoría de los radioisótopos con aplicaciones prácticas son producidos a partir de neutrones lentos, dentro de reactores nucleares, siendo los radioisótopos formados radioisótopos del elemento irradiado es decir, el núcleo blanco y el núcleo producto no difieren sino en su número de masa al realizarse las reacciones (n, γ) . En algunas ocasiones cuando un radioisótopo puede ser producido a partir de neutrones lentos dentro de un reactor nuclear es preferido un bombardeo con partículas aceleradas, la razón es la siguiente: dado que el producto de una reacción (n, γ) será un isótopo del elemento blanco y dado que no es posible lograr una separación con la cual se incrementa la actividad específica, la reacción nuclear utilizada deberá producir un elemento diferente al

elemento usado como blanco y la separación podrá efectuarse sin problemas, sin embargo la irradiación neutrónica en reactores nucleares tiene la ventaja de contar con altos flujos y la posibilidad de usar tiempos de irradiación usualmente no practicables en aceleradores. No existe una teoría que explique totalmente el fenómeno de la fisión, sólo se puede hacer una descripción de las observaciones y de los experimentos realizados. Al proceso de fisión se le relaciona con la inestabilidad del núcleo, los núcleos pesados tienden hacia una fisión espontánea por su inestabilidad energética pero también se supone que existe una barrera de potencial que no permite la fisión la altura de esta barrera de potencial se ha encontrado experimentalmente teniendo un valor de 6 Mev para núcleos colocados entre el torio-232 y el americio-242. Cuando un núcleo es excitado a una energía igual o mayor a su barrera de potencial la fisión, se provoca inmediatamente. Dentro del proceso de fisión, la emisión de rayos gamma, la emisión de partículas cargadas o la emisión de neutrones está en función de la energía de excitación pero su variación exacta todavía no es conocida. Se consideró a la fisión como un nuevo tipo de transformación nuclear y su importancia se derivó de que el fenómeno va acompañado de un desprendimiento muy grande de energía. En el estudio de este fenómeno, los primeros intentos fueron encaminados hacia lograr la cuantificación de la energía liberada, la cantidad de energía liberada se obtuvo de la diferencia en masa entre las partículas que interaccionaban y los productos finales. Un ejemplo sería el U-235 el cual se fisiona en varias formas pero los núclidos formados en mayor porcentaje

tiene un número de masa entre 95 y 139. El proceso de la mayoría de las fisiones del uranio-235 se representa de la siguiente manera:



Los productos de ésta fisión son radiactivos y después de emitirse radiaciones beta en un total de 7 partículas y 2 neutrones por núcleo desintegrado, los núclidos molibdeno-95 y lantano-139 son formados. Para poder efectuar el balance de la ecuación se necesita la emisión de dos neutrones los cuales son emitidos al efectuarse la fisión:

U-235:

$$\begin{array}{r} m = 235.0439 \text{ uam} \\ n = 1.0089 \text{ uam} \\ \hline 236.0528 \text{ uam} \end{array}$$

Mo-95 $m = 94.9058 \text{ uam}$

La-139 $m = 138.9061 \text{ uam}$

$$\hline 233.8119 \text{ uam}$$

masa electrón = $0.00057 \text{ uam} \times 7 = 0.00385 \text{ uam}$

masa neutrón = $1.0089 \text{ uam} \times 2 = 2.0178 \text{ uam}$

masa de productos:

$$\begin{array}{r} 233.8119 \text{ uam} \\ 0.00385 \text{ uam} \\ 2.0178 \text{ uam} \\ \hline 235.8335 \text{ uam} \end{array}$$

cantidad de masa transformada en energía:

$$\begin{array}{r} 236.0526 \\ 235.8335 \\ \hline \end{array}$$

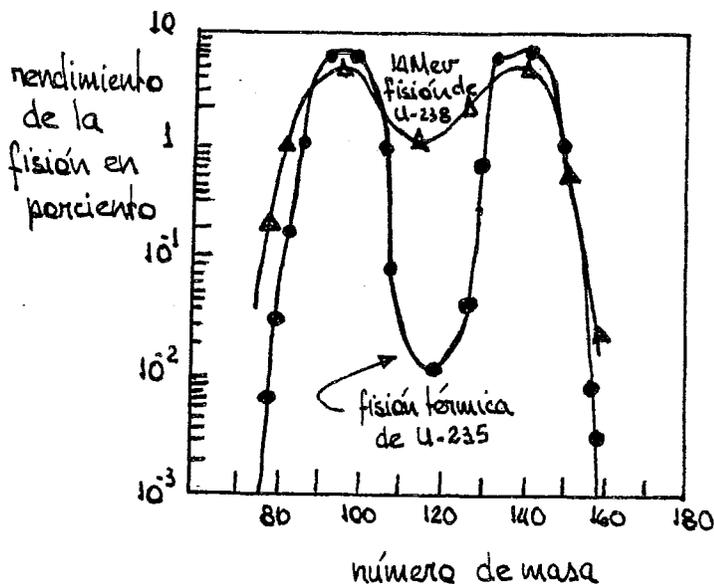
$$0.2191 \text{ uam} \times 931 \frac{\text{MeV}}{\text{uam}} = 203.982 \text{ MeV}$$

Estos cálculos son aproximados y esto es porque no se tiene total seguridad a cerca de que productos se van a formar de la fisión, dado que los productos de la fisión no siempre son iguales y la energía liberada tampoco es la misma. Se han buscado métodos para poder determinar la cantidad de energía liberada y entre éstos se encuentra el método del grado de ionización que las partículas producen. La distribución de masa de los productos de la fisión se representa más convenientemente en la forma de una curva la cual se contruye con el porcentaje de rendimiento de los diferentes productos contra el número de masa.

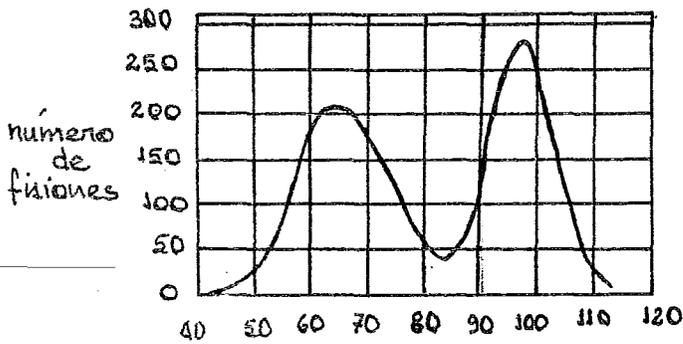
El porcentaje de rendimiento de la fisión (siendo éste la proporción de fisiónes nucleares que produce un producto en particular expresado en porciento con respecto al total de fisiones), se coloca en las ordenadas. El rango de rendimiento de fisión va desde 10^{-14} hasta un 8 % y además se construye la gráfica en forma logarítmica por conveniencia. En el eje de las abcisas se colocan los números de masa en preferencia a los número atómicos pues los productos de la fisión en su mayoría son radiactivos emitiendo partículas beta y haciendo que el número atómico cambie, no sucediendo lo mismo con el número de masa. De acuerdo con las observaciones y experimentos realizados para calcular la energía de las partículas emitidas durante la fisión existe una concordancia entre éstos resultados y las gráficas pues los productos estan localizados principalmente entre dos rangos, el rango total va desde 72 a 161 (valores que expresan número de masa).

Un 97% de U-235 que sufre la fisión por interacción de neutrones térmicos forma productos los cuales caen en dos diferentes grupos uno llamado ligero con números de masa que van desde 85 hasta 104 y un grupo pesado con un rango de números de masa de 130 a 149.

Los tipos más probables de fisión los cuales representan un 6.5% del total son productos con número de masa alrededor de 95 y 139.

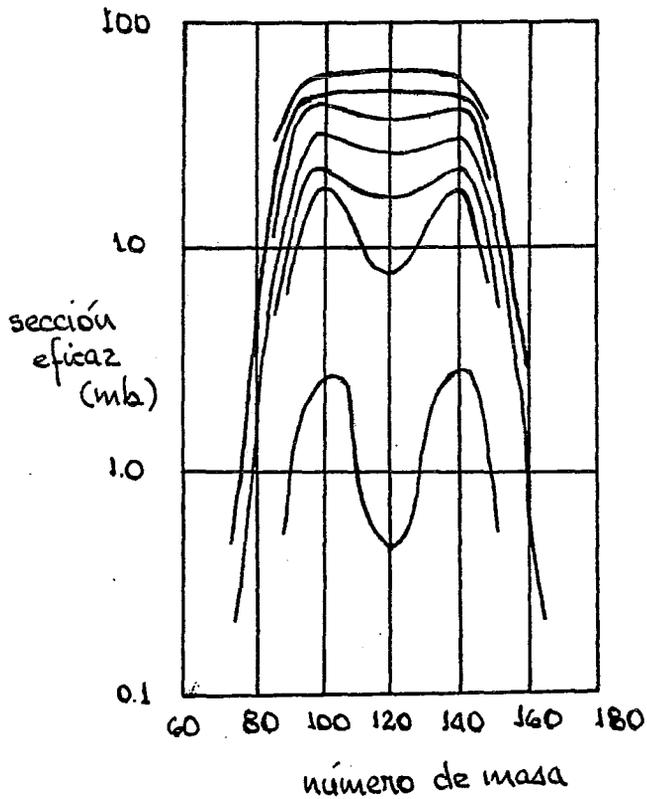


Rendimiento de la fisión en función del número de masa para el U-235 con neutrones térmicos y para el U-238 con neutrones de 14 Mev.

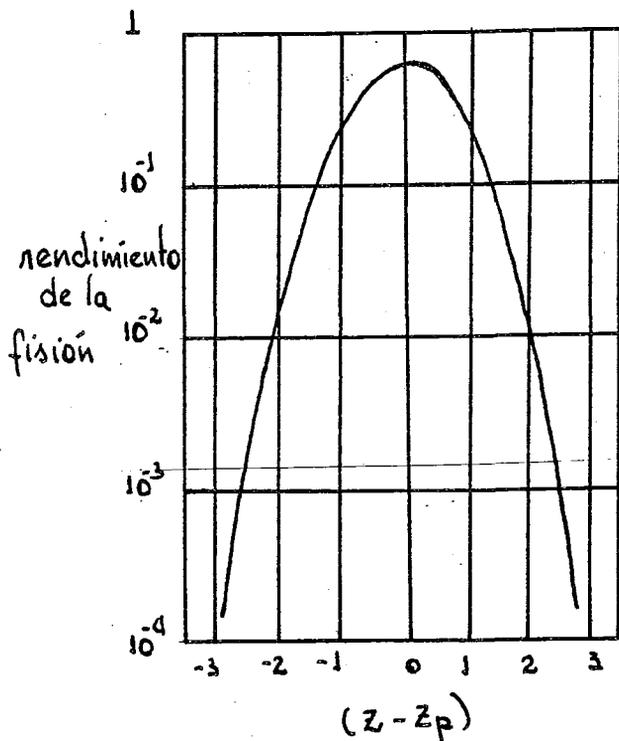


Energía cinética de los fragmentos (MeV)

Espectro de la energía cinética de los fragmentos de la fisión del U-233 con neutrones térmicos, obtenida midiendo la velocidad. W.E. Stein, Phys. Rev, 108, 94 (1957)



Rendimiento de la fisión de el Pu-239 inducida por bombardeo con deuterones de diferentes energías.



variación del rendimiento de la fisión $(Z - Z_p)$.
 Z_p ; número atómico formado con más alto rendimiento

De éstos resultados se concluye que la fisión térmica del U-235 no es simétrica, el número total de productos formados es de 90 pues el rango va de 72 a 161. No está por demás indicar que en la gráfica existen rendimientos de fisión igual para varios productos, es decir en el grupo ligero existen dos números de masa diferentes para igual ordenada sucediendo lo mismo con el grupo llamado pesado. El U-233 y el Pu-239 producen curvas o gráficas similares a las del U-235 variando sólo un poco en la forma. Si se examina el rendimiento a través de la gráfica cuando existe una fisión producida por neutrones rápidos de 14 Mev, se observa que existe un incremento en el número de fisiones simétricas, ésto sucede en general para la mayoría de los elementos. De las gráficas se han sacado las siguientes conclusiones para los núcleos de número atómico alrededor de 90, las fisiones en su mayoría son asimétricas, si se aumenta la energía de la partícula incidente el tipo más probable de fisión es la simétrica y además se ha observado que utilizando partículas alfa y al ir aumentando su energía, un tercer pico aparece entre los anteriores dos picos indicando con ésto que con el aumento de energía el tipo más probable de fisión es la simétrica. Para núcleos de número atómico alrededor de 82 la fisión simétrica predomina y la gráfica para éste caso sólo tiene un pico el cual se amplía si se aumenta la energía de las partículas incidentes. (1) (9) (14)

Separaciones radioquímicas.

Para realizar las separaciones radioquímicas de los diferentes radioisótopos y lograr sustancias de gran pureza radioquímica la mayoría de los métodos

quedan incluidos dentro de los siguientes casos. Utilización de :

- 1) Acarreadores.
- 2) Extracción por solventes.
- 3) Intercambio iónico.
- 4) Cromatografía en papel.
- 5) Electroforésis.
- 6) Electrólisis.

El procedimiento que se escoja para realizar la separación frecuentemente está determinado por el tipo de problema que se tiene, es decir del problema en sí mismo, por ejemplo si el elemento forma compuestos insolubles en agua o no, que tan electropositivo es el elemento con respecto a las otras sustancias con las cuales se encuentra, en que solventes es soluble el elemento o sus compuestos. (1) (6) (7) (10) (18) (25)

1.) Acarreadores.

El principio por el cual trabajan los acarreadores (un acarreador es un elemento que al precipitarlo lleva o trae consigo al radioisótopo) es el siguiente: un isótopo inactivo del mismo elemento que el isótopo radiactivo se añade a la solución, si se produce un precipitado éste arrastra o lleva consigo al radioisótopo. Ejemplo: El sodio-23 inactivo acarrea al sodio-24 radiactivo cuando se forma un precipitado de una sal de sodio. Estas sustancias llamadas acarreadoras también pueden producir un efecto consistente en que el radioisótopo no se vaya con el precipitado sino que el radioisótopo se mantenga en solución al agregar un isótopo inactivo del elemento radiactivo.

La proporción de arrastre del elemento radiactivo disminuirá al precipitar otro elemento, existen entonces dos tipos de acarreadores los que arrastran consigo al radioisótopo y los que los mantienen en solución; a éste último tipo de acarreadores se les denomina sostenedores. La inconveniencia del uso de acarreadores aparece cuando son necesarias actividades específicas altas.

2) Extracción por solvente.

Algunas soluciones tienen la propiedad de extraer elementos o complejos inorgánicos de otra solución al ponerse ambas en contacto, basándose en la mayor o menor solubilidad de éstas sales y complejos cuando los solventes no son miscibles (uno orgánico y otro inorgánico) y a la separación producida en base a ésta propiedad se le denomina extracción por solvente, por ejemplo: una solución de keroseno con tributílfosfato en su seno se pone en contacto con una solución de ácido nítrico y nitrato de uranio en su seno, las dos formas se sacuden de tal manera que exista el mayor contacto de una con la otra, al terminar de agitar se observa que el uranio ha entrado a la fase orgánica produciéndose la extracción. El grado de extracción no es total de tal manera que para medir la cantidad extraída fue creado un coeficiente de partición, éste coeficiente está definido como la razón de la concentración del elemento extraído en la fase orgánica a la concentración del elemento en la fase acuosa.

$$K = \frac{\text{concentración en la fase orgánica}}{\text{concentración en la fase acuosa}}$$

La literatura química habla acerca del número de solventes que pueden ser utilizados como extractores así como los diferentes coeficientes de partición obtenidos. Para escoger un solvente en un proceso de separación se debe vigilar lo siguiente:

- a) que el coeficiente de partición sea grande.
- b) una gran diferencia entre los coeficientes de partición para dos metales que se quieran separar.
- c) el solvente escogido dependerá del tipo de iones presentes en la solución por ejemplo: cationes o complejos catiónicos son extraídos por solventes ácidos tal como el ácido dibutil fosfórico, complejos neutros son extraídos por éteres, cetonas y alcoholes y para extraer complejos aniónicos son usadas las aminas terciarias.

3) Intercambio iónico.

Muchos compuestos orgánicos y algunos inorgánicos como el fosfato de amonio molibdeno tiene la propiedad de poder intercambiar iones es decir soltar iones y adherir otros, ésta propiedad es utilizada como método de separación de sustancias radiactivas. El intercambio de iones se efectúa en tubos de gran longitud comparado con el radio, dentro del cual se encuentra, la sustancia capaz de intercambiar iones siendo las resinas sintéticas las más utilizadas como intercambiadoras (Las marcas más comunes de resina intercambiadoras de iones son las Dowex). Estas columnas pueden estar rodeadas por una camisa de vapor en el caso de que la operación sea más eficiente al ser elevada la temperatura. Las sustancias que intercambian iones pue

de ser clasificadas en intercambiadoras de cationes (nombre proveniente de su capacidad para fijar o soltar iones positivos y complejos catiónicos) e intercambiadores de aniones (sustancia capaces de fijar o soltar aniones). Otro procedimiento consiste en agitar un intercambiador insoluble en la solución en la cual se encuentra el ion radiactivo.

4) Cromatografía en papel.

La cromatografía es un método de separación de diferentes sustancias basada principalmente en la diferente fuerza de adsorción que tienen dos diferentes componentes de una solución y por consiguiente el diferente grado de adsorción provocará una distribución de los componentes a lo largo de la columna de adsorbente. La solución agregada a la columna se separará en sus componentes quedando en la parte superior las sustancias que sufran una mayor adsorción y las que sufran una menor adsorción tendrán un movimiento mayor a través de la columna, la operación de emigración se efectúa continuamente hasta que la operación sea completa. En éste tipo de cromatografía la fase móvil puede ser un gas o un líquido, la fase fija puede ser un sólido o un líquido con propiedades absorbentes. Este método de separación se denomina cromatografía por adsorción y es el más empleado. Existen otros métodos cromatográficos basados en otros fenómenos los cuales son también usados para separar radioisótopos. En la cromatografía por partición en papel, la solubilidad de los diferentes compuestos en el solvente es utilizada para separar las sustancias, los compuestos menos solubles tendrán una pequeña difusión, los más solubles avanzarán con la velocidad del solvente, produciéndose de ésta manera la separación.

Si se emplea éste método el tipo de papel u hoja utilizado va a depender de la experimentación previa que se haga con ellas para observar con cual se tienen mejores resultados.

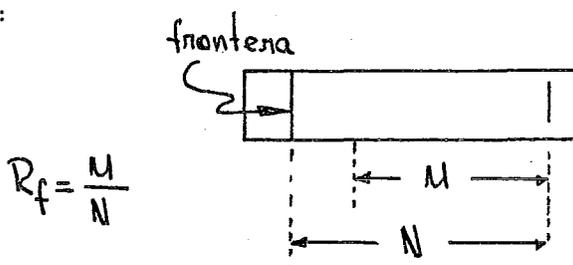
Los criterios para escoger los solventes son los siguientes:

- a) gran pureza.
- b) estable al aire.
- c) estable al ser mezclado con pequeñas cantidades de ácido o álcalis.
- d) preparación del solvente en forma simple.
- e) no volátil.
- f) fácilmente eliminable del papel donde se haya desarrollado el cromatograma.
- g) el solvente que no se pueda eliminar no debe interferir la localización de las manchas.
- h) no debe reaccionar con las sustancias que se van a separar.

Una vez que se han separado los radioisótopos pueden identificarse por medio de reacciones coloreadas o por medición y análisis de la radiactividad.

La diferencia en la velocidad de movimiento de los componentes debido a su diferente solubilidad en la fase estacionaria (generalmente un sistema formado por celulosa y agua), y en la fase móvil produce la separación. La distancia recorrida por una sustancia en un determinado solvente puede ser determinada y cuando se relaciona a la distancia recorrida por el solvente se obtiene una propiedad intrínseca de la sustancia, éste valor se representa como R_f .

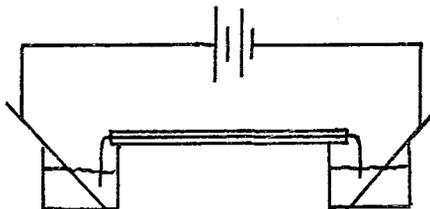
y se define como la relación entre la distancia que el material es movido desde su punto de aplicación y la distancia que hay entre éste punto de aplicación y la frontera del cromatograma, según se muestra en la figura:



5) Electroforesis.

Los primeros estudios realizados de la influencia de una corriente eléctrica sobre sustancias fueron realizadas por Reuss. Él notó cuando hizo pasar una corriente eléctrica en una mezcla de arena y agua que la zona del polo positivo en un principio clara se esturbiaba a causa de la migración de las partículas de arena; de aquí el principio de la electroforesis, un ión o grupo de iones con carga eléctrica emigrarán hacia uno de los electrodos. Puede ser utilizado este método para separar moléculas las cuales originalmente están sin carga, siempre y cuando éstas puedan ser modificables, es decir introducirles carga eléctrica, por ejemplo: los azúcares son neutros y no emigrarán, pero convirtiéndolos a complejos con carga eléctrica entonces sí se podrá efectuar la separación. Existen varios factores que influyen en la emigración iónica, ya que no todo el fenómeno está sometido a la corriente eléctrica, también influyen: la temperatura, el tipo de papel utilizado y el grado de humedad del papel.

Un dibujo del tipo más simple de electroforesis es el siguiente:



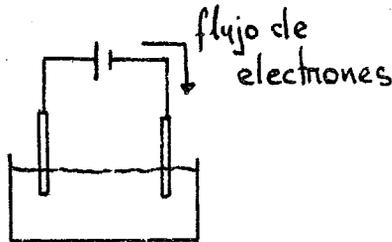
Dos vasos que contienen una solución buffer y soportan dos placas de vidrio que contienen en medio de ellas un papel en el cual se va a realizar la separación; las partes finales del papel están sumergidas en la solución buffer, los electrodos son de carbón. La muestra a separar se coloca sobre el papel y la función de la solución buffer es la siguiente: la movilidad de algunas sustancias como las proteínas depende del pH de la solución si ésta se mantiene con una solución buffer, posteriormente se comprobó que las proteínas y sus componentes aminoácidos contienen radicales libres COOH^- (ácido) y NH_2^+ (alcalino) que se combinan con los constituyentes de la solución buffer para formar sales aumentándose la conductividad de la solución. No todas las sales que se forman aumentan en igual grado de conductividad, de aquí que los iones disociados de una solución individual buffer tendrán un efecto característico sobre la movilidad de la proteína. En la separación electroforética los soportes utilizados son de dos grupos;

- a) papel, acetato de celulosa, fibra de vidrio
- b) agar- gel, gel almidonado, goma esponja

El tipo de soporte a utilizar lo dicta la experiencia ya que la ventajas varían generalmente, y para el tipo más simple de electroforesis se usa como electrolito agua acidulada ligeramente con ácido sulfúrico para aumentar la conductividad.

6) Electrólisis.

Pequeñas placas metálicas que se introducen dentro de una solución y se usan para que una corriente eléctrica a través de la solución se denominan electrodos, el electrodo donde entra la corriente se denomina cátodo, la descomposición de soluciones por el paso de la corriente eléctrica produciéndose desprendimiento de gases, disolución de los electrodos y deposición de algún elemento en el electrodo se denomina electrólisis. Este fenómeno es utilizado como método de separación y purificación de sustancias. Existen electrodos inertes los cuales no se disuelven en la solución al aplicar sobre ellos un potencial externo, únicamente separan a los aniones de los cationes depositándose éstos sobre los electrodos.



Si una solución contiene dos cationes hay una posibilidad de que los dos cationes se depositen conjuntamente en el cátodo, éste problema se vuelve muy importante cuando se busca la deposición de un sólo metal. El probleu

2.- Datos experimentales.

Irradiación.

Blanco: Ftalociamina de cobre, se efectúa la purificación con H_2SO_4 y se precipita la ftalociamina con agua y se obtiene el cobre libre por medio de lavado.

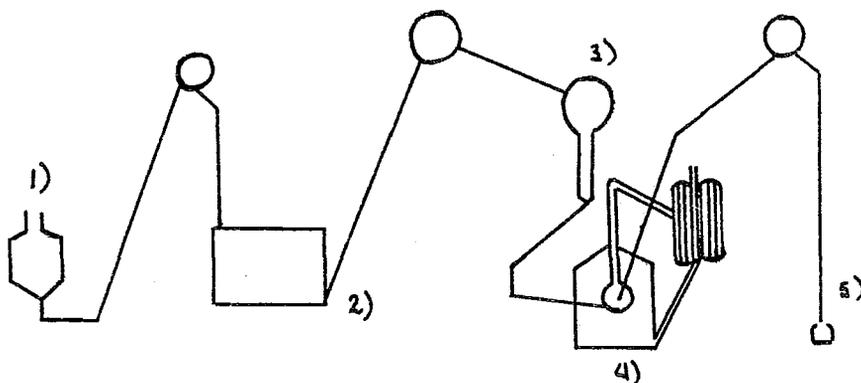
Condiciones de irradiación

5 g a un flujo de 2×10^{12} n/cm² - seg. durante una semana o un gramo durante 72 hrs. a un flujo de 10^{13} n/cm² - seg. se obtiene 50 m-Ci de Cu-64 después de 30 hrs. de decaimiento descargando con una actividad específica de 50 m. Ci/mg.

3.- Tratamiento químico de purificación.

La Ftalociamina de cobre irradiada es colocada dentro de un aparato de filtración. Se disuelve la ftalociamina de cobre en ácido sulfúrico (12 ml) y se aumenta la presión por arriba de la atmosférica. La ftalociamina se precipita por adición de agua y se filtra. El filtrado se diluye en un litro y se pasa através de una columna conteniendo una resina, ésta fija el Cu^{++} y la solución de ácido sulfúrico es descargada. El cobre fijado se lava con 100ml. de agua y se diluye con una solución 4 N de ácido clorhídrico. La solución se evapora hasta un mililitro y se diluye posteriormente hasta 20 ml. con agua.

Diagrama del aparato. (19)



1) frasco de filtración y de precipitación.

2) frasco de dilución.

3) columna con resina.

4) evaporador.

5) frasco de distribución.

El aparato tiene forma cilíndrica y es de plomo, tiene dos entradas para los reactivos y dos aberturas laterales para controlar la presión. La dilución se lleva a cabo en un frasco de 1500 ml; teniendo éste un agitador eléctrico. El diámetro de la columna es de 16mm, terminando en un tubo capilar de sifón para evitar que se seque la misma. El evaporador contiene una chaqueta conteniendo ciclohexanol.

4) Control de calidad.

Dos muestras de un mililitro cada una se registran en una cámara de ionización y sujetas a una prueba espectrométrica para observar la pureza radiactiva. Se realizan también pruebas biológicas para observar la toxicidad. (19)

Producción del Cl-38

Hahn, Meitner, Institut Fur Kernforschung, Berlín (Oeste)

1.- Generalidades.

Reacción ^{37}Cl (neutrón, gamma) ^{38}Cl

2.- Datos experimentales.

Irradiación

Blanco NaCl

peso del blanco 100 mg

tiempo de irradiación 2h

actividad final de la irradiación 3.4 m-Ci

tiempo de separación 10 min.

tiempo entre el final de la irradiación y la separación 5 min.

forma al final de la separación HCl

tiempo de procesamiento 20 min.

forma al final del proceso NaCl

3.- Tratamiento químico.

La muestra irradiada se disuelve en dos ml. de agua y la solución se pasa a través de una columna cromatográfica de un centímetro de diámetro y de 10 centímetros de largo, llena de un intercambiador de iones catiónicos (Merck I en forma hidrogenada). La columna se lava con 15 ml. de agua.

El Na-24 formado durante la irradiación es retenido en la columna. Para neutralizar el líquido se pasa a través de una segunda columna cromatográfica conteniendo el mismo intercambiador catiónico pero en forma de sodio. De aquí se lava la columna con agua hasta que la mayor parte del Cl-38 pasa al líquido si se desea una solución más concentrada, el líquido se evapora y el residuo se disuelve en un volumen menor de agua.

4) Ensayos y control de calidad.

Rendimiento de actividad 95 %

Determinación de la actividad: medición de radiaciones gamma con una cámara de ionización. (19)

Producción de hierro-59

Instituto de Física Atómica, Bucarest, Rumania.

1.- Generalidades.

La producción de Fe-59 está basada en la reacción (n,p) utilizando un blanco de cobalto. La separación de Fe-59 se lleva a cabo por absorción con alúmina.

2.- Datos experimentales.

Irradiación.

Blanco; Cobalto metálico químicamente puro. Las cantidades dependen de lo que se requiera.

Flujo; 1×10^{13} n/cm²-seg.

Tiempo de irradiación; 200hrs.

Contenedor; ampolleta de cuarzo

3.- Tratamiento químico

Después de la irradiación el blanco se disuelve en ácido clorhídrico diluido (1:3) y evaporado. Después de la evaporación se añade agua destilada hasta que la concentración del cloruro de cobalto sea de 1-1.5 M. La solución se calienta durante 15 min. a 80°- 90°C y se pasa a través de una columna de alúmina. El hierro radiactivo en forma coloidal es absorbido en la alúmina y los iones cobalto pasan con la solución. Para separar Fe-59 se utiliza el ácido clorhídrico 1N. Finalmente la solución se evapora y diluye con agua destilada para hacerla isotónica y esterilizada para usos médicos.

4.- Control de calidad

La pureza del radionúclido se controla con la ayuda de un analizador multicanal de pulsos altos para cada procesamiento. El pH se determina y se controla la esterilización.

5.- Características de la solución final

Preparada según la orden

Producción de Na-24

Instituto de Energía Atómica, Sao Paulo, Brasil

1.- Generalidades

El Na-24 se obtiene al irradiar carbonato de sodio y disolverlo para obtener una solución isotónica al 0.9 % en HCl.

2.- Datos experimentales

Irradiación

blanco; 100-250 mg. de carbonato de sodio (grado analítico Merck)
condiciones de irradiación; determinado por la actividad requerida.

3.- Tratamiento químico

250 mg. de carbonato de sodio son disueltos en 29 ml de N/6 de HCl.

Se obtiene una solución con pH entre 6 y 7 y es isotónica.

4.- Control de calidad.

La actividad se mide en una fuente calibradora. La pureza del radionúclido se comprueba en un espectrómetro gamma. (19)

A continuación se prepara un ejemplo de producción de Br-82, haciendo las consideraciones necesarias para obtener 1 Ci de actividad disponiendo de un tiempo de irradiación de 1 hora a un flujo de 5×10^{12} n/cm².seg

Producción de Br-82. —

Datos:

Cl como impureza $\frac{1}{1000}$ de la cantidad de Br.

Blanco: NH_4Br

Actividad deseada: 1 Ci de Br-82

Reacción: $^{81}\text{Br} (n, \gamma) ^{82}\text{Br}$

Tiempo de irradiación: 1 hora

Abundancia isotópica: Br $\left\{ \begin{array}{l} \text{Br-81} \rightarrow 49.31\% \\ \text{Br-79} \rightarrow 50.69\% \end{array} \right.$

P.M. $\text{NH}_4\text{Br} = 98.04$

P.A. Br = 80

P.A. H = 1.008

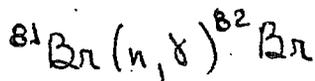
P.A. N = 14.008

Masa de la muestra considerando 1g de Br.

$$\frac{98.04}{80} = 1.22 \text{ g de } \text{NH}_4\text{Br}$$

cálculo de la actividad inducida de Br-82 por un gramo de Br con un flujo de 5×10^{12} n/cm².seg y una hora de irradiación y un blanco de 1.22 g de NH₄Br.

$$\frac{dN}{dt} = f \times \sigma \times N (1 - e^{-\lambda t})$$



$$f = 5 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{seg}$$

$$\sigma_{81} = 2.8 \text{ barns} = 2.8 \times 10^{-24} \text{ cm}^2$$

$$N = \frac{6.02 \times 10^{23} \times 1 \times 0.493}{80} = 3.71 \times 10^{21}$$

$$t_{1/2} = 35.4 \text{ h}$$

$$\frac{dN}{dt} = \frac{6.02 \times 10^{23} \times 1 \times 0.493}{80} \times 5 \times 10^{12} \times 2.8 \times 10^{-24} (1 - e^{-\lambda t})$$

$$\frac{dN}{dt} = 5 \times 10^{12} \times 2.8 \times 10^{-24} \times 3.71 \times 10^{21} (1 - e^{-0.0196})$$

$$\frac{dN}{dt} = 8.85 \times 10^8 \text{ dps}$$

$$\frac{dN}{dt} = 8.85 \times 10^8 \text{ dps} \times \frac{1 \text{ Ci}}{3.7 \times 10^{10} \text{ dps}} = 0.239 \text{ Ci}$$

$$\frac{dN}{dt} = 0.0239 \text{ Ci} \times \frac{1000 \text{ mCi}}{\text{Ci}} = 23.9 \text{ mCi}$$

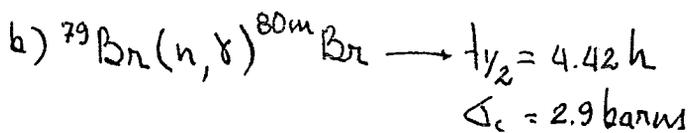
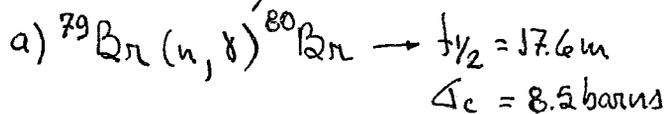
Para obtener 1 Ci de actividad son necesarios:

$$\frac{1000 \text{ mCi}}{23.9 \text{ mCi}} \times g = 41.8 \text{ g de Br}$$

y la cantidad en gramos de NH_4Br :

$$\frac{41.8 \times 98.04}{80} = 51.2 \text{ g de } \text{NH}_4\text{Br}$$

Actividad inducida a partir de Br-79



$$\frac{dN}{dt} = 5 \times 10^{12} \times 8.5 \times 10^{-24} \times 1.59 \times 10^{23} \left(1 - e^{-\frac{0.693 \times 60}{17.6}}\right)$$

$$\frac{dN}{dt} = 6.12 \times 10^{12} \times \frac{1 \text{ Ci}}{3.7 \times 10^{10} \text{ dps}} = 1.66 \times 10^2 = 166 \text{ Ci}$$

Cálculo de la actividad después de un tiempo de 15 h para el Br-80:

$$A = A_0 e^{-\lambda t}$$

$$A = 166 \text{ Ci } e^{-\frac{0.693 \times 15 \text{ h}}{17.6 \text{ m} \times \frac{1 \text{ h}}{60 \text{ m}}}}$$

$$A = 166 \times e^{-3.56}$$

$$A = 6.6 \times 10^{-14} \text{ Ci}$$

$$A = 0.147 \text{ dpm}$$

en 15 h la actividad del Br-80 cae dentro del error estadístico.

Cálculo de la actividad del Br-80m formado a partir del Br-79

$$\text{b) Br-80m} \quad t_{1/2} = 4.42 \text{ h}$$

$$\sigma = 2.9 \text{ barns}$$

$$\frac{dN}{dt} = f \times \sigma \times N (1 - e^{-\lambda t})$$

$$\frac{dN}{dt} = 5 \times 10^{12} \times 2.9 \times 10^{-24} \times 1.59 \times 10^{23} (1 - e^{-\frac{0.693 \times 1 \text{ h}}{4.42 \text{ h}}})$$

$$\frac{dN}{dt} = 2.18 \times 10^{11} \text{ dps}$$

$$\frac{dN}{dt} = 2.18 \times 10^{11} \text{ dps} \times \frac{1 \text{ Ci}}{3.7 \times 10^{10} \text{ dps}} = 8.59 \text{ Ci}$$

Decaimiento de la actividad del Br-80m
despues de 20 horas:

$$\Lambda = \Lambda_0 e^{-\lambda t}$$

$$\Lambda = 8.59 \text{ Ci} e^{-\frac{0.693 \times 20 \text{ h}}{4.42 \text{ h}}}$$

$$\Lambda = 8.59 e^{-3.14}$$

$$\Lambda = 0.373 \text{ Ci}$$

Decaimiento del Br-82 en 20 horas:

$$\Lambda = \Lambda_0 e^{-\lambda t}$$

$$\Lambda = 1 \text{ Ci} e^{-\frac{0.693 \times 20 \text{ h}}{35.4 \text{ h}}}$$

$$\Lambda = 1 e^{-0.393}$$

$$\Lambda = 0.678$$

El Br-80m no alcanza a enfriarse en 20h
por tanto el producto final despues de este
tiempo sera radiquímicamente impuro, con
aproximadamente $\frac{2}{3}$ de la actividad total
debida al Br-82 y $\frac{1}{3}$ al Br-80m.

Actividad inducida en el U:

$\frac{1}{1000}$ de U por cada gramo de Br.

$$a) {}^{27}\text{U}(n, \gamma) {}^{28}\text{U} \quad t_{1/2} = 37.2 \text{ m}$$

$$b) {}^{25}\text{U}(n, \gamma) {}^{26}\text{U} \quad t_{1/2} = 3.07 \times 10^5 \text{ a}$$

U-27 abundancia isotópica 24.23%

$$\frac{41.8 \text{ g de Br}}{1 \text{ g de Br}} \times \frac{1}{1000} \text{ g de U} = 0.0418 \text{ g de U}$$

$$N = \frac{6.02 \times 10^{23} \times 4.18 \times 10^{-2} \times 2.42 \times 10^{-1}}{25.4} = 1.73 \times 10^{20}$$

$$\frac{dN}{dt} = 5 \times 10^{12} \times 0.4 \times 10^{-24} \times 1.73 \times 10^{20} \left(1 - e^{-\frac{0.693 \times 60 \text{ m}}{37.2 \text{ m}}}\right)$$

$$\frac{dN}{dt} = 5 \times 10^{12} \times 0.4 \times 10^{-24} \times 1.73 \times 10^{20} (0.674)$$

$$\frac{dN}{dt} = 2.32 \times 10^8 \text{ dps}$$

Decaimiento del U-28 en 20 horas:

$$\Delta = \Delta_0 e^{-\lambda t}$$

$$\Delta = 2.32 \times 10^8 \times e^{-\frac{0.693 \times 20 \times 60}{37.2}}$$

$$\Delta = 2.32 \times 10^8 e^{-22.5}$$

$$\Delta = 2.33 \times 10^8 \times 1.621 \times 10^{-10}$$

$$\Delta = 0.0379 \text{ dps} \times 60 = 2.26 \text{ dpm}$$

Actividad que cae dentro del error estadístico es decir, no afecta la actividad del Br después de 20 h.

$$b) {}^{25}\text{U}(\alpha, \gamma) {}^{26}\text{U} \quad t_{1/2} = 3.07 \times 10^5 \text{ a}$$

la vida media es muy grande por lo tanto λ será muy pequeña y la velocidad de decaimiento también, no afectando la actividad inducida en el Br.

CAPITULO IV. - SEGURIDAD RADIOLOGICA

Introducción. -

El hecho de que las radiaciones nucleares causaban daños biológicos, fué conocido poco después del descubrimiento de la radiactividad a finales del siglo XIX. A partir de este siglo la aplicación de las radiaciones ionizantes se ha ido incrementando enormemente, y en la actualidad se obtienen formas radiactivas de todos los elementos y muchas de ellas tienen aplicaciones prácticas. Las aplicaciones se llevan a cabo tanto en varias ramas de la ciencia como en la industria y consecuentemente el número de personas expuestas ha ido aumentando. Este hecho ha creado la necesidad de desarrollar más y mejores métodos de protección contra las radiaciones ionizantes. El principio más general de Seguridad Radiológica es el de mantener el nivel de exposición tan bajo como sea prácticamente posible al trabajar con fuentes de radiación ionizante.

La protección radiológica involucra la llamada filosofía del riesgo, en la cual es necesario balancear los efectos dañinos de la radiación contra las ventajas obtenidas por su utilización. Aún cuando existan riesgos inevitables asociados con el uso de radiaciones ionizantes, si las dosis de radiación se mantienen suficientemente bajas, los riesgos que presentan a los trabajadores ocupacionalmente expuestos, y a la población en general, son aceptables en relación a los riesgos diarios que presenta la vida moderna, y deben tomarse si se consi-

dera las ventajas obtenidas del uso de las radiaciones.

Aún cuando ya se tenía conocimiento de que las radiaciones causaban daños biológicos (36) el cuantificarlos no fué una tarea sencilla. Durante el período de 1920 a 1930 las preocupaciones concenientes a la medición de los rayos - **X** dió lugar a la creación de una Organización Internacional conocida como Comisión Internacional de Unidades Radiológicas (1925), que tuvo como objetivos principales tratar los problemas concenientes a la medición de radiaciones y su estandarización. Actualmente también considera recomendaciones en el campo de Seguridad Radiológica realizando este trabajo conjuntamente con el "Comité Internacional de Protección Radiológica", organización que fué fundada en 1928 con el nombre de "Comisión Internacional de Protección contra rayos-X y Radio". Esta última institución constituída por un grupo de expertos utilizando los conocimientos acumulados hasta la fecha sobre los efectos biológicos de las radiaciones ionizantes y trabajando en cooperación con otras instituciones Internacionales como la OIEA (Organización Internacional de Energía Atómica) y la OMS (Organización Mundial de la Salud), establece los patrones básicos y las recomendaciones concenientes a todos los aspectos de Seguridad Radiológica.

Unidades usadas en protección radiológica.

1) Exposición Roentgen.

La exposición fué la primera cantidad que requirió de una definición (CIUR, 1928),

la exposición en un lugar dado es una medida de la radiación basada en su capacidad de producir ionización en el aire. La unidad de exposición es el Roentgen (R). Un Roentgen es la exposición de una radiación - X o gamma tal que la emisión corpuscular asociada por kilogramo de aire produce iones con una carga eléctrica de cualquier signo de 2.58×10^{-4} Coulombs (27). Las unidades de razón de exposición son múltiplos o submúltiplos del Roentgen/seg ($R-s^{-1}$, $mR-s^{-1}$, $R-min^{-1}$, $R-h^{-1}$).

2) Dosis absorbida, Rad.

La dosis absorbida debida a cualquier radiación directa o indirectamente ionizante está definida como la cantidad de energía impartida a la materia por las partículas ionizantes por unidad de masa del material irradiado, la unidad de dosis absorbida es el rad, que es igual a una absorción de energía de 0.01 Joule - kg^{-1} o 100 ergs-gr^{-1} (27) puesto que se requiere una cantidad casi constante de energía (33.7 kev o 5.4×10^{18} Joule (28) para formar un par iónico en el aire (carga electrónica; $1.6021 \times 10^{-19}c$) la absorción de energía por Roentgen en 1 kg de aire será:

$$\frac{2.58 \times 10^{-4}}{1.6021 \times 10^{-19}} \times 5.4 \times 10^{18} \text{ J} \cdot \text{kg}^{-1} = 0.87 \times 10^2 \text{ J} \cdot \text{kg}^{-1} \text{ de aire} \\ \approx 0.87 \text{ rad}$$

La dosis absorbida en rads durante la exposición del material a una cantidad de terminada de radiaciones, por ejemplo a un Roentgen, es diferente para distintos materiales, dependiendo principalmente del poder de dispersión (densidad electrónica) de los átomos que la constituyen y de la energía de la radiación; (28)

$$1R = 0.87 \text{ rads en aire}$$

$$1R = 0.97 \text{ rads en agua}$$

$$1R = 0.92 \text{ rads en hueso (1MeV)}$$

$$1R = 4.32 \text{ rads en hueso (30keV)}$$

La unidad rad como tal es independiente de la naturaleza de la radiación; es obvio sin embargo que una radiación que disipa un rad con una ionización específica alta tendrá un efecto biológico mayor que una radiación que disipe un rad con una ionización específica baja. Para relacionar el efecto biológico de varias clases de radiaciones se adoptó como patrón de comparación, rayos X de 200 keV, de la comparación con éste valor patrón resultó el concepto de efectividad biológica relativa (EBR) que es igual a la razón de la dosis en rads de rayos X de 200 keV que causan un efecto específico a la dosis en rads de la radiación de interés necesaria para causar el mismo efecto.

En 1959 la C.I.U.R, indicó los errores en la interpretación del término EBR al utilizarlo tanto en radiobiología como en protección radiológica ya que el EBR depende no sólo del sistema biológico, del tipo y grado de daño biológico, sino también de otras variables tales como velocidad de dosis absorbida, fraccionamiento de la dosis, presión de oxígeno en el medio, temperatura, distribución espacial de la radiación en el sistema biológico, pH, etc. (29) por lo que se

decidió dejar este término para ser utilizado solamente en el campo de la radiología.

3) Dosis equivalente, Rem

Para adaptar la estimación de los riesgos que se tienen bajo un conjunto de condiciones dadas a situaciones en las que se utilizan tipos de radiaciones diferentes o difieren las condiciones de irradiación, es necesario multiplicar la dosis absorbida de cada radiación por uno o más factores modificantes.

En protección radiológica la cantidad obtenida de esta multiplicación se denomina dosis equivalente (H) y su unidad es el rem (roentgen equivalent mammal o man). Esta cantidad expresa en una escala común para todo tipo de radiaciones y condiciones de irradiación, el efecto biológico producido a personas expuestas. La dosis equivalente está definida como el producto de la dosis absorbida (D) por varios factores modificantes, ésto es:

$$H = D \times Q \times N$$

donde Q es el factor de calidad que indica la efectividad biológica de una dosis absorbida de acuerdo a la transferencia lineal de energía (LET) de las partículas cargadas. N es el producto de otros factores modificantes tales como la distribución no uniforme de los radionúclidos depositados internamente. El valor de H está limitado a aplicaciones en protección radiológica y puede usarse cuando su valor sea igual o abajo del nivel máximo permisible. No debe usarse para niveles altos de exposición accidentales (30). En la tabla siguiente se muestra

las relaciones entre diferentes valores de LET y el factor de calidad de esa radiación así como los valores de Q para diferentes tipos de radiación (31)

(LET) (keV por micróon en agua)	Q
3.5 o menos	1
7	2
23	5
53	10
175	20
tipo de radiación	
X gamma, beta, electrones	1
alfa (exposición interna)	10
neutrones térmicos	2
neutrones rápidos	10
núcleos de retroceso pesados	20

Fluencia y densidad de flujo

Al describir un campo de radiación es conveniente definir cantidades relacionadas con el número de partículas, fotones (o energía asociada a ellas) por unidad de área y por unidad de tiempo en un punto del campo.

La fluencia de partículas (ϕ) en un punto es el número de partículas (dn) que entran en una esfera de sección transversal (da) rodeando ese punto:

$$\phi = \frac{dn}{da}$$

Energía de fluencia ψ es la energía (dE_{fl}), asociada con las partículas o fotones que inciden en una esfera de la misma área:

$$\psi = \frac{dE_{fl}}{da}$$

Las velocidades de fluencia respectivas son llamadas densidad de flujo y energía de flujo y son los valores de la diferencial con respecto al tiempo:

$$\phi = \frac{d\phi}{dt} \quad \text{y} \quad \dot{\psi} = \frac{d\psi}{dt}$$

Las unidades de flujo y energía de flujo son (m^{-2}) y ($J \cdot m^{-2}$) respectivamente y las de densidad de flujo e intensidad ($m^{-2} s^{-1}$) y ($J \cdot m^{-2} s^{-1}$) respectivamente (30)

Actividad

La actividad (A) de una cantidad dada de un radionúclido radiactivo es el cociente de dN en dt , donde dN es el número de transformaciones nucleares espontáneas que ocurren en esa cantidad en el intervalo de tiempo dt .

$$A = \frac{dn}{dt}$$

La unidad de actividad es el Curio (Ci) y es igual a 3.7×10^{10} transformaciones nucleares por segundo (30).

Correlación existente entre las unidades de actividad y exposición para fuentes.

Para poder tomar las medidas de seguridad adecuadas al trabajar con radioisótopos es necesario conocer la actividad de la muestra, el tipo de radiaciones emi_

tidas y los rangos de energía de éstas, es decir, hay que prever la posible dosis que una persona recibirá antes de que trabaje con una fuente radiactiva, de aquí la necesidad de establecer una correlación entre las unidades de actividad y exposición para fuentes alfa, beta y gamma. Para lograr la correlación se han desarrollado una serie de fórmulas empíricas ya que no existe una relación simple entre actividades e intensidades de dosis. A continuación se cita un ejemplo para explicar una forma de establecer esta correlación.

Suposiciones:

- 1) La fuente radiactiva es un solo radionúclido.
- 2) La fuente es puntual.
- 3) La fuente se encuentra encapsulada, es decir sólo se consideran sus radiaciones gamma.

A. - Datos básicos experimentales.

- 1) Identificación de la fuente (esquema de desintegración y energía de sus radiaciones emitidas)
- 2) Potencia de la fuente (es necesario conocer la velocidad de desintegración de la fuente a fin de calcular la velocidad de emisión de cada una de las radiaciones características).
- 3) Distancia de la fuente al punto expuesto (la exposición varía según la distancia).
- 4) Energía de la radiación emitida (el grado de absorción depende de la energía).

B. - Ejemplo: fuente ^{60}Co ; dos fotones/desintegración

; 1.17 Mev \sim 50%

; 1.33 Mev \sim 50%

Energía promedio;

$$\frac{1.17 + 1.33}{2} = 1.25 \text{ Mev}$$

Potencia de la fuente; 1 Curie = 3.7×10^{10} desintegraciones/seg

ó 7.4×10^{10} fotones/seg con 1.25 Mev promedio por fotón.

Distancia entre fuente y punto considerado; 1 metro

Grado de absorción de los fotones emitidos mediante la ecuación :

$$I = I_0 e^{-\mu x}$$

I_0 ; flujo inicial de fotones

μ ; coef. de absorción inicial

x ; espesor a través del cual han pasado los fotones

I ; flujo final de fotones

μ ; $3.2 \times 10^{-5} \text{ cm}^{-1}$ (para fotones de 1.25 Mev en el aire) (32)

No. de fotones/cm² a una distancia de un metro:

$$\text{Area: } 4\pi r^2 = 4\pi [(1\text{m})^2 \frac{(100\text{cm})^2}{1\text{m}^2}] = 1.25 \times 10^5 \text{ cm}^2$$

$$\text{No. de fotones/cm}^2 = \frac{7.4 \times 10^{10} \text{ fotones/seg}}{1.25 \times 10^5 \text{ cm}^2} = 5.9 \times 10^5 \frac{\text{fotones}}{\text{cm}^2 \cdot \text{seg}}$$

Fotones absorbidos/cm³;

$$I = I_0 e^{-\mu x}$$

$$I_0 - I = I_0 - I_0 e^{-\mu x} \\ = I_0 (1 - e^{-\mu x})$$

para valores pequeños de μx

$$I_0 - I \approx I_0 (\mu x)$$

$$I_0 - I = (5.9 \times 10^5 \frac{\text{fotones}}{\text{cm}^2 \cdot \text{seg}}) (2.2 \times 10^{-5} \text{cm}^{-1}) (1 \text{cm}) = 18.8 \frac{\text{fotones}}{\text{cm}^2 \cdot \text{seg}}$$

energía absorbida / $\text{cm}^2 \cdot \text{seg}$;

$$18.8 \frac{\text{fotones}}{\text{cm}^2 \cdot \text{seg}} \times 1.25 \text{ Mev / fotón} = 23.5 \text{ Mev / cm}^2 \cdot \text{seg}$$

$$23.5 \text{ Mev / cm}^2 \cdot \text{seg} \times \frac{60 \text{seg}}{1 \text{min}} \times \frac{60 \text{min}}{1 \text{h}} = 84,600 \text{ Mev / cm}^2 \cdot \text{h}$$

1 Roentgen equivale a la cantidad de $6.77 \times 10^4 \frac{\text{Mev}}{\text{cm}^2 \cdot \text{h}}$ absorbidas de radiación gamma (32)

$$8.46 \times 10^4 \frac{\text{Mev}}{\text{cm}^2 \cdot \text{h}} \left(\frac{1 \text{roentgen}}{6.77 \times 10^4 \frac{\text{Mev}}{\text{cm}^2}} \right) = 1.24 \text{ Roentgen / h}$$

Una fuente puntual de 1 Curie de Co-60 tiene una intensidad de flujo de 1.24 roengen/h a un metro de distancia. Existen otras ecuaciones generales para calcular las dosis de exposición debidas a fuentes puntuales gamma, aún cuando no son muy precisas, son más simples y se utilizan cuando sean necesarios datos aproximados, como ejemplo se citan las siguientes:

$$1) I_\gamma = 0.126 n E (10^5 \mu_a)$$

I_γ ; mR/h por milicurie a un metro de distancia.

n ; número de fotones gamma por desintegración

E ; energía gamma en Mev

μ_a ; coef. de absorción lineal en el aire para los fotones gamma de que se trata en cm^{-1} (32)

$$2) \quad I = \frac{6CEn}{D^2}$$

I ; roentgen/h a la distancia D en pies

C ; actividad de la fuente en Ci

n ; nro. de fotones por desintegración

D ; distancia desde la fuente en pies

Una ecuación aproximada para determinar la cantidad de dosis absorbida, teniendo una fuente puntual emisora de partículas beta se establece de la siguiente forma:

$$DR = Ne \quad \text{unidades de energía/cm}^2 \cdot \text{seg}$$

DR ; dosis de radiación absorbida

N ; flujo de partículas ($N/\text{cm}^2 \cdot \text{seg}$)

e ; energía cedida por cada partícula en cada cm. de trayectoria.

Si la energía absorbida se expresa en Mev/cm de trayectoria en agua:

$$DR = Ne \times \frac{1.6 \times 10^6 \times 2600}{100} \text{ rads/h en agua}$$

$$= 5.76 \times 10^5 \times \text{flujo} \times \text{Mev absorbido/cm de trayect. en } \frac{\text{rads}}{\text{h}}$$

El cálculo del flujo depende de la geometría de la fuente y para una fuente puntual (tamaño pequeño comparado con D) el flujo se obtiene a través de la siguiente ecuación:

$$N = \frac{M t_d}{4\pi d^2}$$

M ; nro de partículas emitidas por segundo

t_d ; fracción transmitida al medio

Para obtener la dosis de radiación de una fuente de 1 mCi de Au-198, considerando agua o un tejido a un pie de distancia se realiza de la siguiente manera:

Au-198 ; β (emisor beta)

Energía β máxima ; 0.96 Mev

Energía β promedio , 0.32 Mev ($1/2 E_{\text{máx}}$)

pérdida de energía/cm de trayectoria ; 2.18 Mev (22)

Td a un pie de distancia ; 0.52 (7)

$$DR = \frac{5.76 \times 10^5 \times 3.7 \times 10^7 \times 2.18 \times 0.52}{4\pi \times 30^2}$$

$$DR = 0.21 \text{ rads/h}$$

considerando lo anteriormente expuesto se puede establecer una fórmula aproximada para determinar la dosis absorbida de una fuente emisora de partículas beta con energías entre 0,3 y 5 Mev;

$$DR = 300 C \text{ rads/h a un pie}$$

C ; actividad de la fuente

El error que exista dentro de esta ecuación está del lado de la seguridad; es decir, si se resuelve para el caso anterior en el que se toma una fuente de 1 mCi de Au-198 resulta una dosis de:

$$0.3 \text{ rads/h en lugar de } 0.21 \text{ rads/h (22)}$$

En el caso de una fuente emisora de partículas alfa, no es tan importante el establecer una ecuación que nos relacione actividad y exposición ya que estas partículas con las energías comunmente usadas son detenidas por unos cuantos centímetros de aire, por una hoja de papel o por la piel de una persona. Más que establecer una correlación entre actividad y exposición como medida de seguridad se toman medidas preventivas para que el material radiactivo emisor de partículas alfa no penetre dentro del cuerpo lo cual se puede producir a través de la boca, el comer o fumar con manos contaminadas, por inhalación de vapores radiactivos o polvos radiactivos y por último a través de heridas en la piel, ya que si penetrara los daños causados al cuerpo serían considerables pues estas partículas tienen un gran poder de ionización y actuarán en un volumen relativamente pequeño. Aunado a este peligro la tendencia que tenga el organismo para fijar el radioisótopo.

Dosis máximas permisibles.

Dosis máxima permisible (DMP) es la expresión adoptada por la Comisión Internacional de Protección Radiológica (CIPR) para definir los niveles aceptables de exposición a las radiaciones y por definición es la dosis que acumulada en un período largo de tiempo o recibida en una sola exposición tiene una probabilidad muy pequeña de daños severos ya sean de tipo somático o genético. De la definición anterior debe recalcar que aún cuando la DMP es la cantidad de radiación que se espera no cause daños al ser humano, esto no quiere decir

que no exista ninguna posibilidad de daño al individuo expuesto o a generaciones futuras. Si como hasta hoy parece ser que la probabilidad de ocurrencia de ciertos tipos de daños somáticos tales como leucemia, tumores óseos y acortamiento de la vida son una función de la dosis de radiación, existe la muy pequeña pero finita probabilidad de daños serios al individuo como resultado de la exposición o dosis abajo de la DMP. Puesto que no existe ninguna forma hasta el presente para detectar previamente a las personas más susceptibles a daño por radiación o de identificar cuales células dentro del cuerpo humano sobreviven al daño solamente para ser las precursoras de alguna enfermedad, el problema es de probabilidad, por lo tanto el Comité Internacional de Protección Radiológica trata de limitar las dosis máximas o aquellas dosis que involucran un riesgo que se considera aceptable al individuo y a la población en general.

El riesgo ocupacional deberá ser comparable o menor que otros riesgos aceptados en la industria y que se toleran en beneficio de nuestra seguridad y bienestar. Sin embargo el riesgo que la DMP deriva a la población en general deberá ser no mayor que el comunmente aceptado de otros riesgos ambientales y será considerablemente menor que los permitidos a aquellas personas que reciben exposición ocupacional y que obtienen un beneficio más directo de tales ocupaciones. En cualquier caso, aún cuando debe evitarse cualquier exposición innecesaria, los valores de DMP no deberán ser tan bajos que puedan privar al hombre de muchos de los beneficios del uso de las radiaciones ionizantes, de la energía nuclear y de sus productos.

Con respecto a los riesgos de las radiaciones se pueden definir dos clases:

1) Irradiación externa proveniente de una fuente que se encuentra fuera del cuerpo y 2) Irradiación interna proveniente de radioisótopos que se encuentran dentro del cuerpo. Con referencia a la irradiación de cuerpo total (externa más interna) la CIPR ha fijado la dosis acumulada que pueden recibir los trabajadores ocupacionalmente expuestos. La dosis máxima permisible acumulada hasta la edad de N años es de:

$$D = 5(N - 18)$$

Donde D es la dosis acumulada expresada en rems y N es la edad en años de la persona expuesta (35).

A continuación se citan los últimos valores de DMP recomendados por el CIPR:

Organo o tejido	Dosis permisibles máximas para adultos expuestos durante el desempeño de su trabajo	Dosis límites para público en general
todo el cuerpo uniformemente irradiado	3 rems dentro de un trimestre	0.5 rems
testículos, células productoras de sangre	5 rems en un año	0.5 rems
piel, hueso	15 rems en un trim. 30 rems en un año	3 rems en un año

tiroides	15 rems en un trimestre	3 rems en un año excepto niños menores de 16 años (1.5 rems)
manos, antebrazos pies y tobillos	40 rems en un trim. 75 rems en un año	7.5 rems en un año
Otros órganos	8 rems en un trim 15 rems en un año	1.5 rems en un año

Nota: Estos valores son modificados para mujeres y para personas anteriormente expuestas.

Protección contra la radiación.

Las formas de protección radiológica en general son:

- 1) Distancia
- 2) Tiempo
- 3) Blindaje
- 4) Prevención

1) Distancia

Esta forma de protección consiste en mantener la fuente tan alejada como sea posible del personal que las manipula. Ya se indicó anteriormente que si la fuente es emisora de partículas alfa, unos cuantos centímetros de aire serán -

suficientes para detenerlas con excepción de partículas alfa provenientes de aceleradores (10 Mev) los cuales necesitan 1.5 metros de aire para ser completamente absorbidas. En caso de que la fuente emita partículas beta éstas serán detenidas en 6 o 7 metros de aire, valor dado para partículas beta de máxima energía. Para fuentes emisoras gamma, rayos X y neutrones la atenuación de las intensidades de flujo está dada por la ley de los cuadrados inversos.

$$\frac{I_1}{I_2} = \frac{(R_2)^2}{(R_1)^2} \quad \begin{array}{l} I; \text{intensidades de flujo} \\ R; \text{distancias} \end{array}$$

Esta ley no considera campos con fuentes múltiples, sino una fuente puntual (36)

2) Tiempo.

El tiempo transcurrido para que una persona realice un trabajo estando expuesto a radiación, se denomina tiempo de exposición, debiendo éste ser tan corto como sea posible, lo cual se puede lograr mediante una planeación del trabajo adecuada. Un simulacro del procedimiento a seguir, usando todos los materiales que se vayan a emplear excepto la fuente radiactiva previenen retardos innecesarios (aumento del tiempo de exposición) dentro del experimento real y además se tendrá una idea muy aproximada del tiempo que tomará el llevar a cabo el experimento. Un ejemplo de control de la dosis absorbida a través del tiempo de exposición ocurrió en Idaho Falls, en donde se presentó una situación de emergencia, ninguna de las personas expuestas para resolver la situación recibió una dosis mayor a 25 rems (dosis máxima permisible en caso de emergencia) siendo el trabajo efectuado en un campo de alta actividad. (36)

3) Blindaje (material que rodea la fuente y absorbe las partículas emitidas)

Los positrones y los negatrones no presentan una dificultad especial en cuanto a blindaje ya que grosores de 0.25 pulgadas con materiales de número atómico bajo tales como lucita, plexiglass, plásticos y aluminio detienen partículas beta de máxima energía provenientes de radioisótopos. En la mayoría de los casos los contenedores son suficientes o proveen suficiente protección.

El proceso de detección y absorción de las partículas beta origina la formación de rayos X (bremsstrahlung) los cuales tienen un poder de penetración mayor y las intensidades de los rayos X formados dependen del material usado, de tal manera que para protegerse de las partículas beta es necesario colocar dos absorbedores, uno para disminuir el flujo de partículas beta y otro para atenuar los rayos X formados. La protección de rayos X y gamma es la más importante ya que éstas pueden penetrar profundamente en el organismo y tocar órganos muy sensibles a estas radiaciones. El blindaje se realiza con materiales de alta densidad electrónica, reduciéndose el problema a encontrar un material barato y de alta densidad electrónica. Los materiales más utilizados son: concreto, tierra, plomo, hierro.

Por último, para neutrones el blindaje se realiza con materiales mixtos. Los neutrones de alta energía son detenidos al interactuar con núcleos pesados, pero al disminuir su energía a determinados valores inducen el desprendimiento o emisión de nuevas partículas y de aquí la necesidad de núcleos ligeros los -

cuales contrarrestan el fenómeno anterior. El material más utilizado es el concreto ya que tiene núcleos pesados como lo son el calcio y el silicio y además es rico en núcleos ligeros como lo es el hidrógeno existente en el agua de hidratación, siendo el agua el segundo material más utilizado.

4) Prevención

Otra forma de protección radiológica es la de prever y evitar cualquier tipo de contaminación tanto externa como interna. Este tipo de protección se lleva a cabo mediante una serie de reglas de seguridad establecidas dentro de un laboratorio, como ejemplo se citan las siguientes: (34) (37)

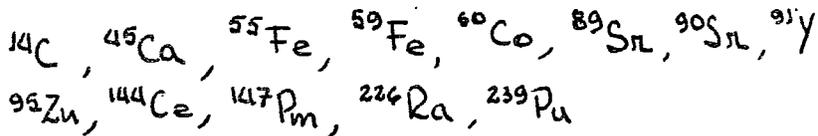
- 1) Prohibir estrictamente el comer, fumar, beber y aplicarse cosméticos dentro del laboratorio.
- 2) Se deben usar batas y se deben de dejar en lugares previamente fijados a la entrada del laboratorio. Es también necesario un monitoreo periódico de las batas y por último su lavado se debe realizar sólo en caso de que no estén contaminadas, en el caso contrario se deben tratar como desechos radiactivos.
- 3) No dejar entrar en laboratorio objetos inútiles.
- 4) La distribución de una solución radiactiva mediante el uso de pipeta en ningún caso deberá ser accionada con la boca, sólo con perillas o bombas y los recipientes utilizados deberán ser etiquetados indicando que están contaminados.
- 5) Los desechos radiactivos sólidos deberán ser colocados en bolsas de plástico grueso y puestas dentro de un contenedor apropiado indicando la presencia de material radiactivo.

- 6) Cualquier trabajo o manipulación de material radiactivo finamente dividido, calentamientos de soluciones y evaporaciones deberán realizarse en campanas de extracción. Si el aire es contaminado es necesario el uso de máscaras y se debe proceder a la inmediata evacuación del laboratorio acompañando éste con un aviso al Departamento de Seguridad Radiológica.
- 7) Si se produce el derramamiento de una solución, la zona deberá ser aislada y se avisará a todo el personal que se encuentre trabajando. Los encargados de seguridad realizarán el trabajo de limpieza. Las contaminaciones por derramamiento deberán ser secadas con toallas, lavadas y por último monitoreadas para observar el nivel de actividad que queda. En caso de que el derramamiento se produzca sobre heridas en la piel es necesario hacer sangrar la herida para no permitir que la sustancia radiactiva penetre dentro del cuerpo.
- 8) Los trabajos se realizarán sobre charolas forradas con papel absorbente.
- 9) El uso de dosímetros personales ya sean de película o cámaras de ionización son totalmente necesarias.
- 10) Un monitoreo periódico de las áreas de trabajo es necesario y además una disminución al mínimo del área de trabajo con material radiactivo.
- 11) El uso de guantes de hule es indispensable al trabajar con material radiactivo y al terminar deberán ser colocados en el contenedor de desechos radiactivos.
- 12) Al terminar el trabajo todo el material utilizado deberá ser descontaminado y guardado.
- 13) Al salir del laboratorio la persona deberá monitorearse si ha estado trabajando con material radiactivo.
- 14) Ningún trabajo deberá ser realizado sin estudiar con anterioridad las normas

de seguridad referentes al radioisótopo.

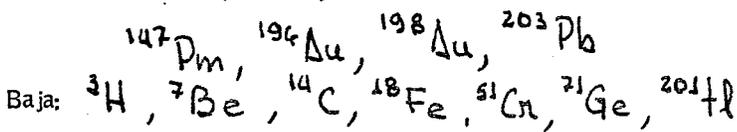
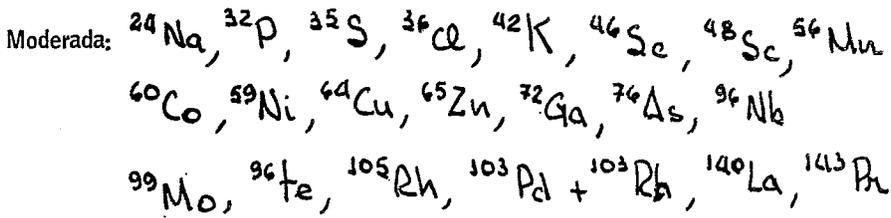
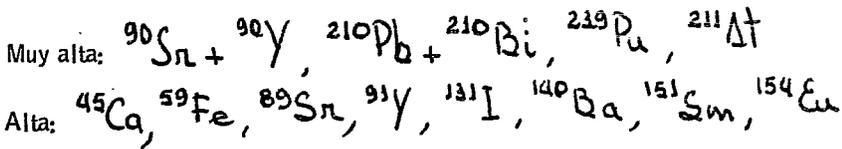
Situaciones en las cuales es muy importante tomar el máximo de seguridad.

- 1) Cuando la fuente se encuentra en forma de polvo y emite partículas alfa.
- 2) Cuando se trabaja con un radionúclido con una velocidad de desintegración mayor a 0.1 milicuríes y vida media entre una y dos semanas, por ejemplo:



- 3) Emisores beta en cantidades mayores a un milicurí sin importar su vida media.

Grado de toxicidad de algunos radioisótopos.



Criterios generales sobre el diseño de un laboratorio de radioisótopos.

El diseño de un laboratorio depende del tipo de operaciones que se vayan a realizar y de la escala de trabajo en que éstas se lleven a cabo, todo esto en función de que se pueda mantener en el laboratorio un nivel aceptable de radiactividad y prever posibles contaminaciones ya sea del personal, aparatos o equipo y del medio ambiente que rodea el laboratorio; es claro que este último propósito no puede ser alcanzado únicamente con un buen diseño, es necesario además un buen control y manejo del laboratorio. Los laboratorios en los cuales se trabaja con material radiactivo generalmente son clasificados en tres categorías:

Laboratorios de alta actividad, laboratorios de mediana actividad y laboratorios de baja actividad. Para incluir un laboratorio dentro de la anterior clasificación se considera la radiotoxicidad de los isótopos, las actividades con las cuales se trabaje y el tipo de procedimientos que se lleven a cabo dentro del laboratorio. A continuación se cita la clasificación de laboratorios de radioisótopos en base a la radiotoxicidad y actividad de los radionúclidos usados.

Tipos de laboratorio	A (nivel alto)
	B (nivel medio)
	C (nivel bajo)

Radiotoxicidad de los isótopos	Mínima cantidad significativa (μCi)	tipo de laboratorio		
		tipo C (lab. de bajo nivel)	tipo B (lab. de nivel medio)	tipo A (lab. de nivel alto)
Muy alta	0.1	10 μCi o menos	10 μCi a 10 mCi	10 mCi o más
alta	1.0	100 μCi o menos	100 μCi a 100 mCi	100 mCi o más
media	10	1 mCi o menos	1 mCi - 1 Ci	1 Ci o más
baja	100	10 mCi o menos	10 mCi a 10 Ci	10 Ci o más (40)

Un laboratorio de nivel bajo es comparable a un laboratorio químico y sus problemas se reducen a buscar los criterios de diseño de un buen laboratorio químico contando con los servicios de luz, ventilación, drenaje, agua, suministros de gas y electricidad, aire comprimido y tubos de vacío. Un laboratorio de alta actividad se encuentra en la mayoría de los casos junto a una planta de energía atómica o junto a un reactor nuclear presentándose en su diseño problemas muy especiales de construcción y de blindaje como son grandes fosas y paredes de gran espesor compuestas por placas o bloques de diferentes materiales así como el uso de medios de transporte del material radiactivo. Un laboratorio de nivel medio es utilizado únicamente con trabajos relacionados a radioisótopos comúnmente usados en investigación. Son muchas las recomendaciones que se pueden hacer concernientes

al diseño de tal manera que sólo se nombran algunas a continuación:

- 1) Diagramas de flujo considerando movimientos de personal y movimientos de material radiactivo a detalle, y acompañado los diagramas de flujo con un buen conocimiento de la técnica que se vaya a emplear en el laboratorio, ayudan considerablemente en el diseño.
- 2) Las paredes y techos deberán estar cubiertas de pinturas lavables y no porosas, el piso y superficies de trabajo deberán estar cubiertas de linoleum o vinilos. Las aristas formadas con paredes y pisos deberán estar redondeadas para facilitar la limpieza. Esquinas, grietas y superficies rugosas deberán evitarse, el piso deberá soportar blindajes pesados como también las mesas de trabajo.
- 3) El amueblado deberá ser reducido al mínimo y fácilmente lavable. Colectores de polvo como lámparas colgantes, estantes, gavetas deben ser evitados o reducidos al mínimo.
- 4) Rutas de entrada y salida de aire deberán estar muy bien definidas incluyendo cualquier condición, como son puertas abiertas, cerradas, ventanas abiertas y cerradas y campanas en funcionamiento.
- 5) La velocidad de flujo de aire dentro de las campanas deberá ser tal que no pueda escaparse aire incluyendo ventanas abiertas o cerradas, puertas abiertas o cerradas u otras campanas funcionando. La parte de adentro de las campanas deberá ser fácilmente limpiada. Los servicios de agua, gas y eléctricos deberán ser operados desde afuera de las campanas.
- 6) Los sistemas de blindaje deberán armarse o desarmarse desde afuera.

- 7) La distribución de los cuartos en tal manera que puedan clausurarse uno o más de ellos, para evitar posteriores contaminaciones.
- 8) El depósito de material radiactivo deberá estar en un lugar que tenga acceso directo con el laboratorio; es decir, que no haya necesidad de atravesar otros lados para introducir las muestras radiactivas.
- 9) Depósitos de desperdicios radiactivos son indispensables en un laboratorio y deberán estar clasificados éstos depósitos en función de la actividad de los desperdicios y del tratamiento posterior que vayan a recibir.

Desechos radiactivos.

Todo aquel material radiactivo indeseable o cualquier sustancia asociada al material radiactivo sin ser fácilmente separable se les considera desechos radiactivos. Aunque la actividad de estas sustancias no útiles sea pequeña en comparación con sus actividades originales, pueden producir exposiciones por encima de los valores recomendados por el CIPR y dañar considerablemente el medio ambiente; de aquí la importancia de considerarlas.

Los desechos radiactivos pueden provenir de diferentes fuentes tales como del procesamiento de combustibles nucleares, de la producción de radioisótopos, de productos de fisión y de procesos radioquímicos. Se han clasificado los desperdicios en varias formas prevaleciendo actualmente la clasificación establecida por el Subcomité de la Asociación Americana de Estandarización la cual divide los desechos radiactivos en cuatro grupos o tipos: 1) Clase A, desechos que tienen actividades menores a los valores de CMP (concentración máxima permisi_

sible) para la población, recomendadas por la Comisión Internacional de Protección Radiológica para sólidos, líquidos y gases o EMPT/kg. (exposición máxima permisible por trimestre/kg) para sólidos líquidos y gases (trimestre 91 días).

2) Clase B, desechos con valores mayores al CMP o EMPT/kg para la población y menores al CMP o EMPT/kg para personas ocupacionalmente expuestas. 3) Clase C, desechos con valores mayores al CMP o EMPT/kg de personas ocupacionalmente expuestas y valores menores a 10^4 la cantidad anterior y 4) Clase D, desechos con valores mayores a 10^4 los valores de CMP o EMPT/kg del tipo B. Si los desechos tienen un valor menor al CMP para la población son arrojados al medio ambiente, si el valor es mayor pueden ser almacenados para que decaigan hasta los valores permisibles y almacenados, ya sea que el desperdicio se encuentre en forma sólida, líquida o gaseosa dentro de tanques o fosas, en caso de utilizar fosas es necesario estudiar las características y fenómenos que se lleven a cabo en el subsuelo con la finalidad de saber si el material radiactivo quedará absorbido por el subsuelo o emigrará, si el material radiactivo se arroja al medio ambiente teniendo valores mayores a los permisibles la gran dilución que se produce contra resta la peligrosidad, lo cual se puede lograr cuando se arroja a ríos, lagos y océanos considerando siempre si puede haber una posible reconcentración y si existe la posibilidad no podrán ser arrojados al agua(ríos, lagos, océanos). Los costos de los contenedores y de transportación de los desechos radiactivos puede disminuirse o minimizarse por reducción ya sea en volumen o peso de los materiales radiactivos, en caso de que el desperdicio se encuentre en forma sólida se puede utilizar cualquiera de los siguientes procedimientos: 1) Compresión de los desechos

2) Incineración de los sólidos. En caso de desechos líquidos la concentración se puede efectuar por: a) Evaporación ya sea parcial o total. b) Calcinación, secar las sales hasta obtener óxidos. c) Por precipitación de los sólidos disueltos. d) Por intercambio iónico.

Si la concentración se quiere efectuar para gases se puede emplear: 1) La adsorción, por ejemplo con carbón activado. 2) Por absorción en caso de que el gas sea soluble. 3) En caso de que los gases sean combustibles pueden ser quemados para facilitar su condensación y por último 4) Por compresión de los gases. Si el desecho se encuentra en forma aerosol (partículas pequeñas sólidas o líquidas suspendidas en el aire) la concentración se puede efectuar con: 1) filtraciones 2) centrifugaciones 3) baños de agua para que precipiten las partículas suspendidas 4) con cargas eléctricas en caso de que las partículas suspendidas tengan carga eléctrica (36).

BIBLIOGRAFIA

1. - Bernard Harvey. Introduction to Nuclear Physics and Chemistry.
Prentice Hall. 1962
2. - Bernard G. Harvey. Nuclear Chemistry. Prentice Hall, 1965.
3. - Choppin Gregory. Experimental and Nuclear Chemistry,
Prentice Hall, 1961.
4. - Dearnaley and Northrop. Electron and Nuclear Counters. Van Nostrand, 1964.
5. - Faires and Parkes. Radioisotope Laboratory Techniques. J.W.
Arrowsmith LTD, 1960.
6. - Frías Olvera G. Separación Cromatográfica de Y^{90} y Sr^{90} , Tesis. 1962
7. - Friedlander and Kennedy. Nuclear and Radiochemistry, New York, Jhon
Wiley, 1955.
8. - Gardner Ely. Radioisotope Measurement applications in Engineering,
Prentice Hall, 1961.
9. - Glasstone. Source book on Atomic Energy. Van Nostrand, 1967.
10. - Glasstone. Introduction to electrochemistry. N.J. Van Nostrand, 1942.
11. - Haissinsky. Nuclear Chemistry and its applications.
Adisson Wesley. 1964.
12. - Hanson Blatz. Introduction to Radiological Health. Mc Graw Hill, 1964.
13. - Hine- Brownell. Radiation Dosimetry. Academic Press, 1956.
14. - Kaplan Irving. Física Nuclear, Adisson Wesley, 1964.
15. - Korff- Serge. Electron and Nuclear Counters. Van Nostrand 1955.
16. - Lapp and Andrews. Nuclear Radiation Physics. N.J. Prentice Hall, 1963.

- 17.- Murphy Glenn. Elementos de Ingeniería Nuclear. Ed. Continental, 1962.
- 18.- Nesmenayov VI. Basanov. Handbook of radiochemical exercises NY, Mc Millan, 1962.
- 19.- O.I.E.A. Radioisotope Production. Technical Reports Series Vienna 1971.
- 20.- Overman. Basic Concepts of Nuclear Physics, NY Reinhold 1963.
- 21.- Overman and Clark. Radioisotopes Techniques, NY, Mc Graw Hill, 1960.
- 22.- Renne S. Harold. Detection and Measurement, Howard W. Sams. 1955.
- 23.- Sharpe Jack. Nuclear Radiation Detectors, Methuen, 1955.
- 24.- U.S. Department of Health. Common Laboratory Instruments for measurement of radioactivity. 1967.
- 25.- Villareal Enrique. pH, Teoría y práctica, Textos Universitarios, 1967.
- 26.- Washtell C.C.H. Radiation Counters and Detectors, George Newnes Limited, 1958.
- 27.- CIUR, Reporte del 11 de septiembre de 1968.
- 28.- CIUR, Physical aspects of irradiation, Reporte 10 b, 1962.
- 29.- Attix Frank Hand Roesch William C. Radiation Dosimetry, second edition, Vol 1, Academic Press New York (1969).
- 30.- CIUR, Radiation Quantities and Units, Report 19, July, 1971.
- 31.- CIPR, Reporte del IV Comité sobre protección contra radiaciones electromagnéticas arriba de 3 Mev, electrones, protones y neutrones. Publicación 4, Pergannon Press, Oxford (1964).
- 32.- Radiological Health Handbook, 1960. Department of Health Education and Welfare. Division of Radiological Health.

- 33.- Faires R.A. and Parkes B.H. Radioisotope laboratory techniques, George Newnes Limited, 1960.
- 34.- Morgan J. Thumer. Principles of Radiation Protection, Ed. Jhon Wiley, 1967.
- 35.- Technical Reports Series IAEA. No. 114, Training Manual in Food Irradiation, 1970.
- 36.-Gloyna and Ledbetter. Principles of Radiological Health, Marcel Dekker Inc. N.Y. 1969.
- 37.- Reglas establecidas en el laboratorio Nuclear de la UNAM. (1973)
- 38.- Jhons H. The Physics of Radiology. C.C. Thomas, Illinois USA.1961.
- 39.- International Atomic Energy Agency Safety Series No. 30, Manual in Safety Aspects of the design. and Equipment of hot laboratories, 1969.
- 40.- Ress D.J. Health Physics. Principles of Radiation Protection Butterworth & Co. 1967.

**ESTA TESIS FUE IMPRESA EN
VEGA, IMPRESORES S. de R. L.
OFICINAS EN AV. UNIVERSIDAD No.
1855 TEL. 948-73-48 TALLERES
EN SUR 107 No. 1609 COL.
AERONAUTICA MILITAR TEL. 552-14-04**