

UNIVERSIDAD AUTONOMA DE NUEVO LEON  
FACULTAD DE CIENCIAS FISICO-MATEMATICAS  
DIVISION DE ESTUDIOS DE POSTGRADO



ESTUDIO DE ELEMENTOS EN LAS ALEACIONES PARA  
AMALGAMAS DENTALES UTILIZANDO LA TECNICA DE ANALISIS  
POR ACTIVACION DE NEUTRONES

TESIS

QUE EN REQUISITO PARCIAL PARA OBTENER EL  
TITULO DE MAESTRIA EN CIENCIAS CON  
ESPECIALIDAD EN INGENIERIA NUCLEAR

PRESENTA:

ERNESTO MANUEL CORTAZAR MARTINEZ

CD. UNIVERSITARIA

ABRIL DE 1997

TM  
QD606  
C6  
c.1



1080087128

9515

14701

UNIVERSIDAD AUTÓNOMA DE NUEVO LEÓN  
FACULTAD DE CIENCIAS FÍSICO-MATEMÁTICAS  
DIVISION DE ESTUDIOS DE POSGRADO



ESTUDIO DEL ANÁLISIS DE LAS REACCIONES PARA  
ANÁLISIS DE REACTORES UTILIZANDO LA TÉCNICA DE ANÁLISIS  
POR ASIRACIÓN DE NEUTRONES

# TESIS

COMO REQUISITO PARCIAL PARA OBTENER EL  
TÍTULO DE MAESTRIA EN CIENCIAS CON  
ESPECIALIDAD EN INGENIERIA NUCLEAR

PRESENTA:

ERNESTO MANUEL CORTAZAR MARTINEZ



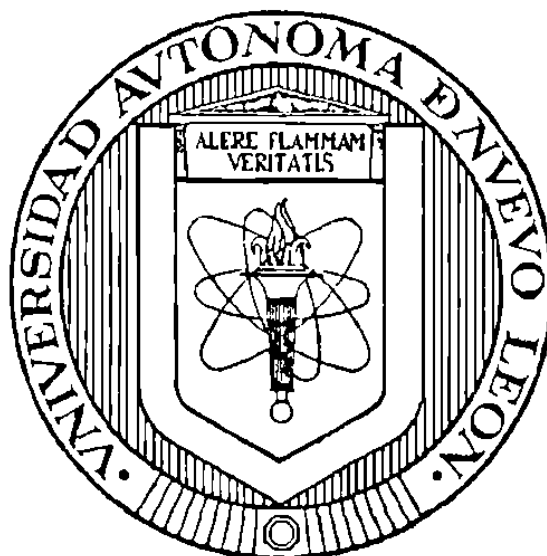
CD. UNIVERSITARIA

ABRIL DE 1997

TM  
QD 606  
CC



**UNIVERSIDAD AUTONOMA DE NUEVO LEON  
FACULTAD DE CIENCIAS FISICO-MATEMATICAS  
DIVISION DE ESTUDIOS DE POSTGRADO**



**ESTUDIO DE ELEMENTOS EN LAS ALEACIONES PARA  
AMALGAMAS DENTALES UTILIZANDO LA TECNICA DE ANALISIS  
POR ACTIVACION DE NEUTRONES**

**TESIS  
QUE EN REQUISITO PARCIAL PARA OBTENER EL TITULO DE  
MAESTRIA EN CIENCIAS CON ESPECIALIDAD EN  
INGENIERIA NUCLEAR  
PRESENTA:**

**ERNESTO MANUEL CORTAZAR MARTINEZ**

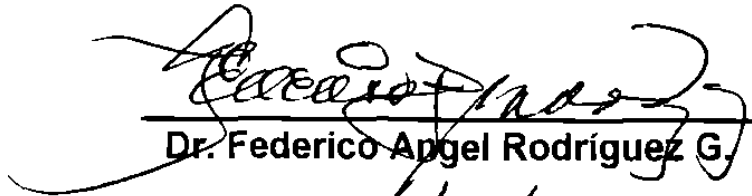
**MONTERREY, N.L.**

**ABRIL 1997**

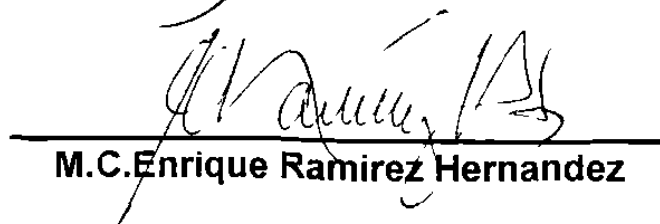
**ESTUDIO DE LOS ELEMENTOS EN LAS ALEACIONES PARA  
AMALGAMAS DENTALES UTILIZANDO LA TÉCNICA DE  
ACTIVACIÓN DE NEUTRONES**

**ERNESTO MANUEL CORTAZAR MARTINEZ**

**Trabajo de Tesis de Maestría en Ciencias con Especialidad en  
Ingeniería Nuclear aprobado por la División de Estudios  
Superiores de la Facultad de Ciencias Físico-Matemáticas de la  
Universidad Autónoma de Nuevo León por el siguiente Jurado.**

  
Dr. Federico Angel Rodriguez G.

  
M.C. Carlos Flores Jáuregui

  
M.C. Enrique Ramirez Hernandez

## **Reconocimientos**

**Agradezco a los maestros Dr. Federico Angel Rodríguez G., M. en C. Carlos Flores Jáuregui y al M. en C. Enrique Ramirez Hernandez sus enseñanzas, revisión y supervisión de este trabajo de tesis, particularmente del Dr. Federico A. Rodríguez la gran motivación para poder concluir este trabajo.**

**Deseo también expresar mi agradecimiento a los siguientes profesores del Departamento de Ingeniería Mecánica del Programa de Ingeniería Nuclear de la Universidad de Texas en Austin, U.S.A.: al Dr. Bernard W. Behring; Director del Nuclear Engineering Teaching Laboratory, al Dr. Thomas Bauer; Supervisor del Reactor Nuclear en Balcones Research Center, al Dr. Nolan E. Hertel; Profesor adjunto, y en forma muy especial al Dr. Felib Iskander; Manager Nuclear Analytical Services por su dedicación en la parte experimental.**

**También deseo agradecer a mis compañeros de la maestría en Ingeniería Nuclear de la F.C.F.M., especialmente al M. en C. René Vega Carrillo por su ayuda brindada para la realización de este trabajo.**



**A Dios por darme el Don de la vida y la oportunidad de servir como ser humano.**

**A mi esposa la Sra. Juanita Ancira de Cortazar que siempre me apoyo y me dio ánimos en todos esos momentos difíciles, y me ayudo a afrontarlos con esa fuerza firme de voluntad y cariño que siempre le ha caracterizado; quiero ofrecerle todo mi amor y darle siempre lo mejor de mi.**

**A mis hijos Ernesto, Carlos y Gerardo Cortazar Ancira, por todo el tiempo que deje de brindarles durante el lapso de mis estudios, quiero decirles que los quiero a todos y que estoy orgulloso de tenerlos por siempre conmigo y que siempre los llevo en mi corazón, y espero algún día no lejano me brinden la satisfacción de verlos convertidos en unos excelentes profesionistas que sabrán afrontar los retos que les depare el destino con honradez, sabiduría y dignidad.**

**A mis padres el Sr. Ernesto Cortazar Villanueva (+) y Sra. Minerva Martínez de Cortazar por haberme dado su apoyo, consejos, educación en todos estos años ya que sin ellos, nada de lo que hoy ocurre se hubiera logrado, y quiero expresarles mi gratitud, mi amor y profundo respeto.**

**A mis maestros, compañeros, y amigos por su amistad, consejos, conocimientos y por compartir esta etapa de mi vida.**

**ERNESTO MANUEL CORTAZAR MARTINEZ**

# INDICE

	pag,
I.- Introducción	1
II.- Aleaciones Dentales y Amalgamas	2
III.- Método de análisis por activación.	3
A).- Reacción (n, $\gamma$ ); mecanismo de activación por neutrones	5
B).- Decaimiento	6
C).- Esquemas de decaimiento	9
D).- Interacción de la radiación con la materia	10
E).- Detección de la radiación	13
F).- Análisis cualitativo y cuantitativo; usando la técnica analítica de activación por neutrones	13
G).- Determinaciones Absolutas	18
H).-Calculos de Sensibilidad	20
I).-Errores	23
IV.- Equipo experimental.	25
A).- Reactor nuclear	25
B).-Detector	26
C).-Sistema de computo	26
V.- Procedimiento experimental.	28
VI.- Resultados experimentales.	33
VII.- Conclusiones.	38
VIII.- Recomendaciones	39
IX.- Apéndice A (Gráficas)	40
X.- Apéndice B (Datos de las muestras y estandares)	47
XI.- Bibliografía	61

# INTRODUCCIÓN

Desde el descubrimiento del neutrón en 1932 el campo de la física nuclear ha crecido notablemente, existiendo hoy en día gran interés por los conceptos, métodos y aplicaciones desarrollados en este terreno. El neutrón, por su carácter de partícula pesada carente de carga, tiene propiedades que lo hacen muy interesante y de gran importancia en la ciencia y tecnología contemporánea. El gran número de reacciones nucleares constituye una valiosa fuente de información sobre el núcleo, y se han producido muchas nuevas especies nucleares que, a su vez, proporcionan datos sobre los núcleos, encontrando aplicación en la química, la biología y la medicina, en la ingeniería, etc. Los neutrones, por sí solos, se emplean directamente como instrumento de investigación; para fines analíticos; utilizando técnicas como la de análisis por activación.

El objetivo de esta tesis es examinar una muestra de almagama dental y encontrar los elementos que componen esta matriz (Ag, Cu, Sn y Zn) e investigar que otros elementos aparte de ellos podrían estar en esta muestra. De esta manera se analizan las trazas del elementos por el método de análisis por activación de neutrones

Como fuente de irradiación, se utilizó un reactor TRIGA MARK II, y en la preparación y análisis de la muestra, se utilizó el laboratorio de BALCONES RESEARCH CENTER de la UNIVERSITY OF TEXAS AT AUSTIN.

Se explica el método de activación y el procedimiento computacional usados, y por último resultados y recomendaciones.

## II ALEACIONES DENTALES Y AMALGAMAS

Las aleaciones dentales convencionales que son empleadas en la forma de una amalgama con mercurio para llenar cavidades en la dentadura, generalmente constan de aleaciones plata-estaño conteniendo pequeñas cantidades de cobre y zinc. El zinc es incorporado en la aleación con el fin de mejorar la maniobrabilidad y la limpieza de la amalgama de la aleación con el mercurio durante la trituración y condensación. Sin embargo, la aleación dental que contiene zinc tiene la desventaja de que experimenta expansión secundaria o retardada, si no se elimina la humedad dentro de la cavidad, la amalgama se expande en volumen en una cantidad no aceptable, produciendo en consecuencia dolor al paciente.

Sin embargo, si el zinc se omite de la aleación dental otras desventajas se manifiestan, la amalgama de la aleación sin zinc con mercurio es más difícil manipular. Puede que no resista el inevitable abuso durante la manipulación sin reducirse.

La aleación dental que contiene zinc, tiene las ventajas de la maniobrabilidad y de la reducción a la tendencia al oscurecimiento.

Mientras el proceso sea aplicable a todas las aleaciones dentales de plata-estaño, las aleaciones dentales del proceso preferiblemente deberían formar parte de las prestigiadas especificaciones internacionales (ADA, American Dental Association). De acuerdo a la especificación No.1, esta establece a los elementos Plata (Ag), Estaño (Sn), Cobre (Cu) y Zinc (Zn), como los elementos importantes que deben de tener las aleaciones para amalgamas dentales. Sin embargo, estudios clínicos han demostrado que la participación de otros elementos como el Níquel (Ni) y el Indio (In) también son directamente importantes.

### III METODO DE ANALISIS POR ACTIVACIÓN

Los científicos siempre han deseado que los métodos de análisis de elementos sean exactos, precisos, específicos, no destructivos, rápidos, económicos y universalmente aceptables. El análisis por activación es una técnica analítica que viene a satisfacer las necesidades de los científicos. La técnica es en particular muy sensitiva y exacta para la determinación de una gran variedad de elementos, los cuales no se podrían determinar por otros métodos de análisis. La técnica se basa en propiedades nucleares y no en las químicas.

El principio básico del análisis de activación es que un isótopo estable, cuando es irradiado por neutrones ( o partículas cargadas) pueden sufrir una transformación nuclear que produce un núclido radiactivo. Después de formarse el núcleo radiactivo, este forma emisiones muy específicas que se pueden caracterizar. Inferencias cualitativas y cuantitativas se pueden hacer por la diferenciación de las emisiones específicas de cada elemento después de la irradiación.

Los rayos gamma emitidos por el isótopo radiactivo son después analizados. La energía asociada con la radiación es característica del isótopo radiactivo y es usada para identificar al elemento mediante un análisis cualitativo.

La cantidad de muestra necesaria ( de un microgramo a unos cuantos gramos) se coloca en un vaso de polietileno previamente limpio y se sella. Los materiales de referencia estándar certificados son obtenidos del National Institute of Standards and Technology of U.S. Geological Survey, se preparan de la misma forma.

A continuación las muestras y los estándares son irradiados con neutrones en el reactor triga del Laboratorio de Enseñanza de Ingeniería Nuclear. La radiactividad inducida en la muestra se compara con la del estándar usando un moderno sistema de datos por computadora.

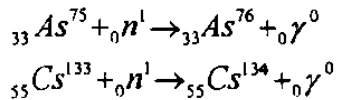
EL tiempo de irradiación, el tiempo de decaimiento (tiempo entre irradiación y conteo) y el tiempo de conteo están en función del elemento a medir y se pueden optimizar para maximizar la actividad inducida y minimizar la interferencia con otros elementos.

*Algunas ventajas de la técnica de análisis por activación de neutrones son:*

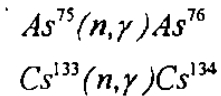
- Es un método microanalítico; solo requiere de unos cuantos miligramos de la muestra.
- Es una técnica no destructiva.
- Es un procedimiento de multielementos. Se pueden medir más de 25 elementos a la vez.
- No se requiere de una forma física especial de la muestra, por eso se puede analizar tal cual (en estado sólido, líquido, gaseoso y suspensiones, etc.)

## A).-REACCIONES

Los isótopos estables pueden sufrir una variedad de transformaciones nucleares. Una reacción usada en el análisis por activación es la neutron-gamma ( $n,\gamma$ ), que es como sigue:

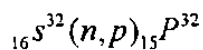


Estas reacciones pueden expresarse, como:

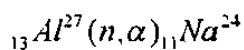


La reacción ( $n,\gamma$ ), ocurre con neutrones térmicos ( $\sim 0.025$  ev), pero también puede ocurrir con neutrones de otras energías. El neutrón es capturado por el núcleo blanco, y uno o más rayos gammas son emitidos inmediatamente, donde el número atómico del ( carga del núcleo ) radionúclido no cambia y mantiene su identidad química. La reacción ( $n,\gamma$ ), es la más aplicada en el análisis por activación, otras reacciones son también importantes.

En la reacción ( $n,p$ ), que requiere neutrones con energías más que térmicos, estos neutrones golpean al núcleo con suficiente energía que saca a un protón. El número atómico es reducido en uno, por ejemplo:



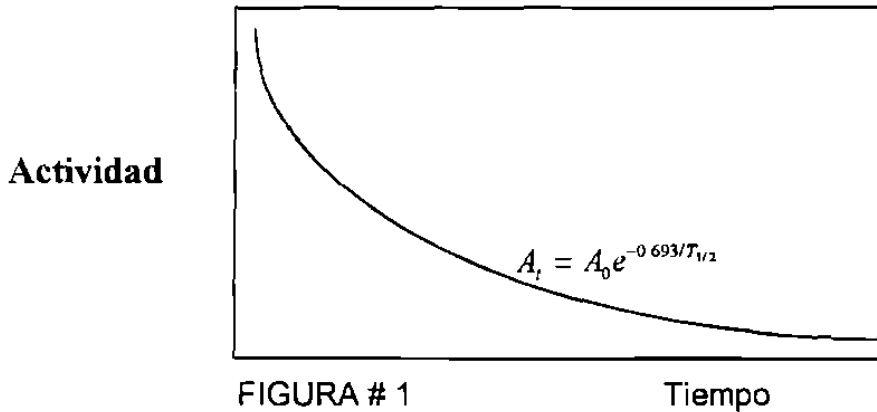
Las reacciones ( $n,\alpha$ ), requieren energías más altas de los neutrones. En el proceso ( $n,\alpha$ ), el neutrón entra en el núcleo con suficiente energía para sacar una partícula alfa ( $\alpha$ ) del mismo núcleo. El número atómico se reduce por dos, ejemplo:



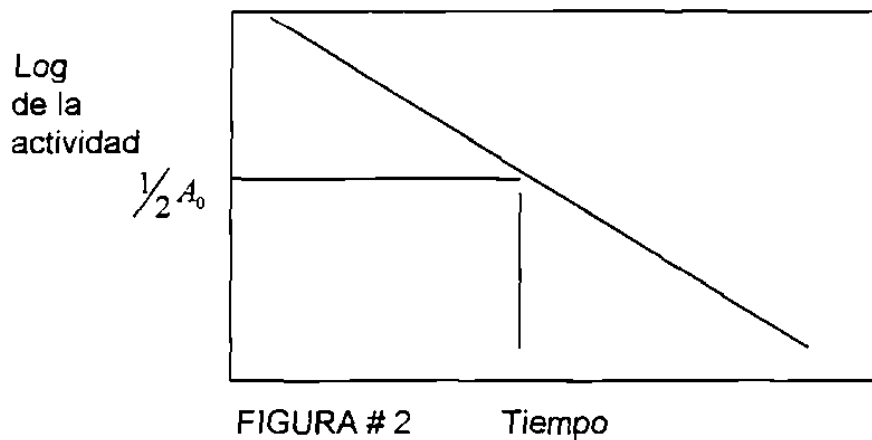
Otras reacciones que podemos encontrar son, ( $n,2n$ ), ( $p,n$ ), ( $p,\gamma$ ), ( $d,\alpha$ ), ( $d,n$ ), ( $\alpha,n$ ), ( $\alpha,p$ ), ( $n$ , fisión)

## B).-DECAIMIENTO

La razón de decaimiento es una exponencial negativa y tiene la siguiente forma:



Esta exponencial negativa en un papel semilogarítmico sería;

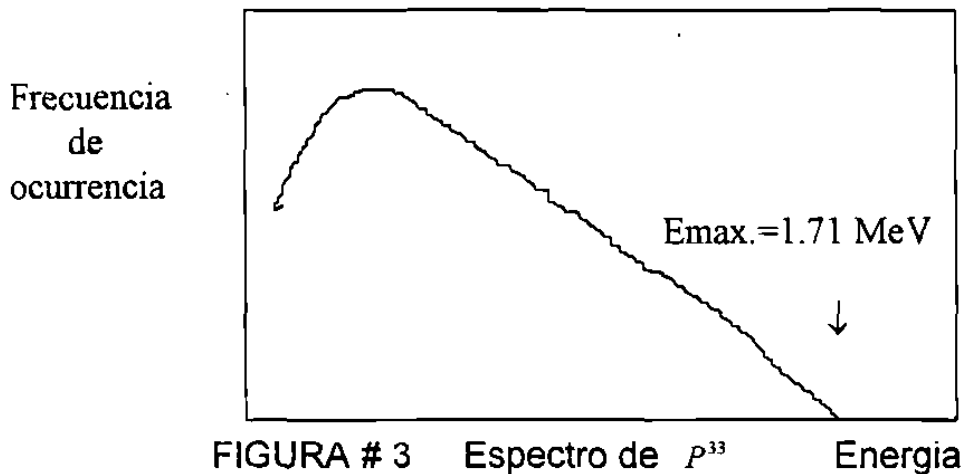


Los procesos de más interés en el análisis de activación son la emisión beta ( $\beta^-$ ), emisión de un positrón ( $\beta^+$ ), emisión de un fotón ( $\gamma$ ), y la captura de un electrón orbital EC. La emisión beta ocurre con la mayoría de los radionúclidos.



Las partículas beta radiadas por los núclidos no son monoenergéticas sino que exhiben una distribución continua de cero a la máxima-energía que es característica de los radionúclidos.

La máxima-energía de los emisores beta ( $\beta$ ) es menos de 2.5 Mev.. Un espectro beta ( $\beta$ ) típico es como sigue:



La emisión fotónica de los radionúclidos pueden ser originadas por dos diferentes fuentes. Una emisión fotónica es originada directamente por la desintegración del núcleo de un átomo y es llamado rayo gamma. Este tipo de emisión es usualmente precedido por un decaimiento-beta del mismo núcleo. Además es posible que el núcleo capture un electrón orbital (captura electrónica). Este evento por si solo no exhibe una emisión fotónica; sin embargo, un electrón orbital cae en la posición vacante L y se forma un rayo X. Podría decirse que un fotón que se origine en el núcleo es un rayo gamma, y los formados por la estructura extranuclear son rayos X. La emisión atómica es monoenergética es verdadera para los rayos X y  $\gamma$ . Las energías de Estos fotones son características para cada radionúclido, un análisis de las energías de los fotones emitidos de una fuente desconocida se puede identificar por los picos de las energías que emite.

Los pulsos de un espectro de una fuente que emite ambos gammas  $\gamma$  y rayos X esta en la figura. La energía de los fotones de la mayoría de los adionúclidos no excede

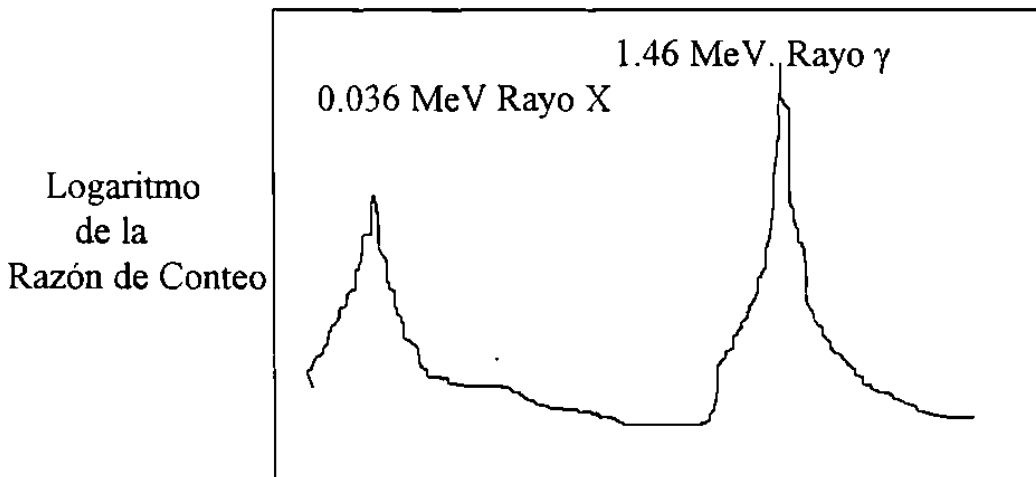
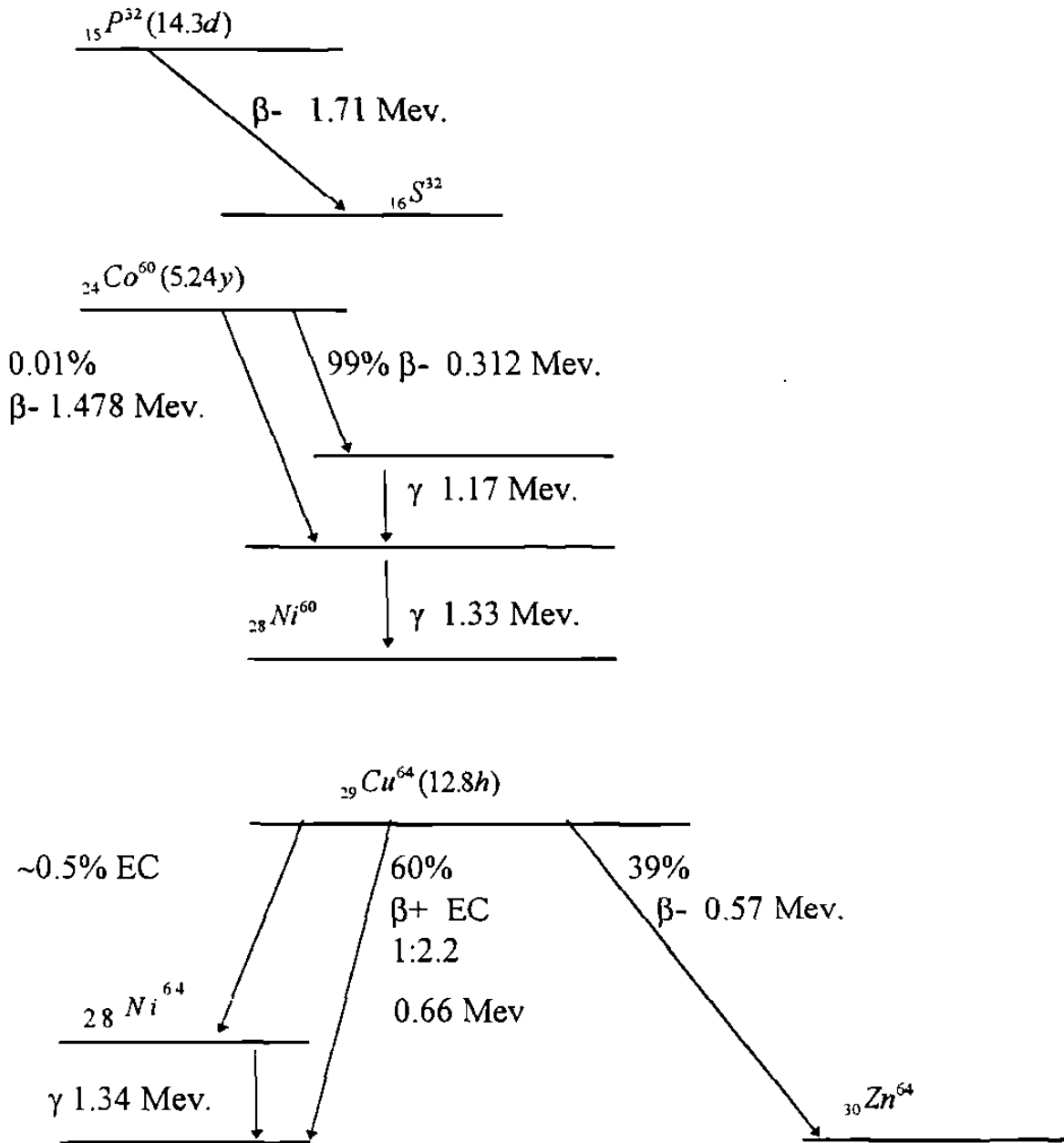


FIGURA # 4 Picos del  $Cs^{141}$  Altura del Pulso

### C).-ESQUEMAS DE DECAIMIENTO

Para los esquemas de decaimiento (o desintegración) es conveniente usar el método gráfico, algunos modelos de desintegración de algunos radionúclidos son por ejemplo:



Generalmente los símbolos y números másicos de los núclidos padres se escriben en lo alto de una línea horizontal. Las transiciones nucleares son indicadas por flechas a la derecha y a la izquierda o abajo, dependiendo si la emisión es una partícula positiva (captura electrónica), o emisión negativa o gamma. Estas flechas terminan en otras líneas horizontales que indican un estado intermedio o estable. Si dos o más decaimientos existen para un núclido dado, el porcentaje de cada uno es indicado en la flecha apropiada del esquema de decaimiento. Una gran variedad de información de los núclidos como modo de decaimiento, vidas medias, secciones transversales, abundancia, etc. se pueden encontrar en los manuales de tablas de núclidos.

#### D).-INTERACCIÓN DE LA RADIACIÓN CON LA MATERIA.

Una propiedad importante de las radiaciones nucleares es cómo interaccionan con la materia. Esta interacción es primeramente entre las partículas cargadas como los electrones de la misma materia. Estas interacciones pueden elevar a los electrones a un estado excitado o completamente ionizado, esto crea pares iónicos primeramente, la ionización específica (pares iónicos/ unidad de longitud del camino recorrido) de las partículas cargadas es más grande en los altos números atómicos de los materiales. Como el plomo es mejor absorber que el aluminio por unidad de grosor. En muchos casos la absorción de  $\beta$ , la siguiente ecuación es válida en una gran porción de la curva de absorción.

$$a_d = a_0 e^{-\mu d} \quad \text{donde:}$$

$a_d$  = Medida de la actividad de la fuente sin el absorber

$a_0$  = Medida de la actividad de la fuente con el absorber

$\mu$  = Coeficiente de absorción del material,  $cm^{-1}$        $d$  = Grosor del material, cm.

La curva típica experimental de la absorción beta es como se muestra en la siguiente figura:

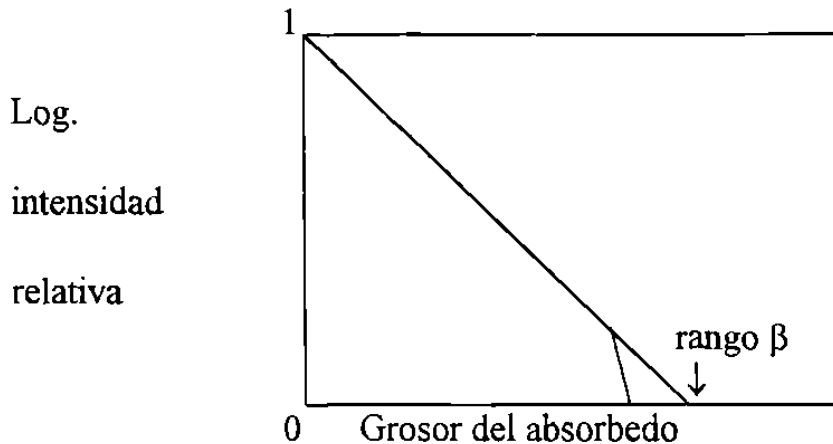


FIGURA # 5

Un positrón se mueve a través de la materia perdiendo energía en la interacción con los electrones, esta energía es muy pequeña hasta que escapa de la atracción del electrón. En este punto el electrón y el positrón se aniquilan uno con otro. y la masa combinada es transformada en energía, el momento se conserva por la emisión de dos fotones en direcciones opuestas, cada uno tiene una energía de 0.511Mev. ( $E_{\gamma} = (1/2)m_e c^2$ ) La interacción de los fotones con la materia tienen tres efectos principales, efecto fotoeléctrico, efecto Compton, y la producción de pares.

El efecto fotoeléctrico es el resultado de la interacción con los electrones orbitales (generalmente la capa K) y la energía que pierde el fotón es menor que la energía de ligazón del electrón. El efecto fotoeléctrico es con fotones de 0.5 Mev. o menos si el elemento es de alto peso atómico. Por eso es que el plomo es un fuerte absorbedor de rayos X. En elementos de bajo peso molecular el efecto fotoeléctrico no es significativo

El efecto Compton es esencialmente una coalición elástica, de un electrón libre y un fotón  $\gamma$ . La energía y el momento es conservado, y parte de la energía del fotón la cede al electrón y recula a un ángulo de la dirección original del fotón. El fotón con menos energía interactúa con otro electrón y generalmente termina en un efecto fotoeléctrico. La energía del fotón resultante depende del ángulo de interacción y lo podemos determinar por la ecuación:

$$h\nu' = \frac{h\nu}{1 + \frac{h\nu}{m_e c^2} (1 - \cos\theta)} \quad \text{donde}$$

$h\nu'$  = Energía del fotón después del choque

$h\nu$  = Energía del fotón antes del choque

$m_e c^2$  = Energía del electrón Compton

$\theta$  = Ángulo de incidencia del fotón

Producción de pares ocurre como resultado de la interacción entre un fotón que incide en el campo coulombiano alrededor del núcleo. En este proceso la energía del fotón es convertida en  $\beta^-$ ,  $\beta^+$  pares, y esto requiere al menos un fotón con una energía de 1.02 Mev. ( $2m_e c^2$ ) Energía, momento y carga son conservados por el electrón-positrón. Una vez que el par se ha formado el electrón y positrón siguen interactuando en la materia como se dijo anteriormente.

## E).-DETECCIÓN DE LA RADIACIÓN

En el uso de radionúclidos, es esencial la detección de sus radiaciones. Muchos aparatos, desde muy simples hasta complejos, pueden ser empleados para este propósito. Un contador es un instrumento que detecta partículas individuales o fotones, mientras un indicador de nivel suministra una lectura proporcional a la razón de llegada de las partículas o fotones.

Unos ejemplos de este tipo es el familiar contador Geiger-Müller (G-M), y la cámara de ionización. El material en el detector, en el cual la radiación interactúa para producir una señal, puede ser un gas, líquido, o sólido. Ejemplos de cada uno son de gas el contador (G-M), el líquido, el contador de centelleo, y el sólido el contador yoduro de sodio de centelleo.

Los instrumentos suministran lecturas proporcionales a la razón de desintegración. "La constante de proporcionalidad" es llamada eficiencia, y debe ser determinada por calibración. Una fuente estandarizada puede ser usada todos los días para calibrar rutinariamente los instrumentos.

## F).-ANÁLISIS CUALITATIVO Y CUANTITATIVO

### 1.- ANÁLISIS CUALITATIVO

Cuando se usa el método por activación se usa generalmente el análisis cualitativo de trazas de elementos, la técnica puede ser usada para un análisis cualitativo rápido. El método se basa en el hecho que la mayoría de los radionúclidos tienen radiaciones características, betas, gamas y vidas medias. Para caracterizar estas radiaciones es necesario, usar un aparato apropiado que pueda manifestar estas características de la muestra. Se debe hacer notar que cuando la mezcla de radionúclidos es compleja en la muestra, es necesario hacer una separación radioquímica para evitar la posibilidad de interferencia.

### 2.- ANÁLISIS CUANTITATIVO

Uno puede expandirse del análisis cualitativo al cuantitativo. Esto es posible si la actividad inducida de la muestra y el estándar, son proporcionales a la cantidad del elemento en la muestra y el estándar (bajo condiciones de irradiación dadas). Aunque esta hipótesis siempre es verdadera, es importante enfatizar que no todos los isótopos estables de un elemento dado se activarán durante la irradiación. por ejemplo, todo el oro Au , puede ser sujeto a activación por una reacción  $(n,\gamma)$ . Ahora bien, la distribución en la naturaleza del hierro es encontrado, en cuatro diferentes isótopos estables, estos son Fe (5.82%), Fe (91.66%), Fe (2.19%), Fe (0.33%). Y solamente el  $Fe^{54}$  y  $Fe^{58}$  , se activan con la reacción  $(n,\gamma)$ , y esta actividad solamente es el 6.15% del total del hierro presente. Reconocer la abundancia del isótopo en la naturaleza es importante, para hacer cálculos sensibles y mediciones del flujo de neutrones también para la decisión de que tipo de irradiación debemos de usar para un elemento dado.



La actividad inducida en un elemento dado no solo depende de la cantidad, sino también: (1) De la sección transversal del núclido blanco, (2) Del flujo de irradiación, (3) Del tiempo de irradiación (4) De las características de decaimiento del radionúclido formado. La sección transversal ( $\sigma$ ) de un núclido es una expresión de probabilidad que el núclido responda a la reacción de bombardeo de una partícula. El valor de la ( $\sigma$ ) es dependiente de la energía. Las unidades de ( $\sigma$ ) están dadas en barn donde un barn es igual a  $10^{-24} \text{cm}^2$ . En algunos casos la ( $\sigma$ ) es dada para un núcleo en particular. En otros casos ( $\sigma$ ) de un elemento esta dada por su abundancia en la naturaleza. En los cálculos de análisis por activación es importante tomar en cuenta las anteriores consideraciones. El flujo de irradiación ( $\phi$ ) expresa la densidad area-tiempo del bombardeo de partículas en unidades como neutrones por centímetro cuadrado por segundo, aumentando el flujo, es más grande la actividad inducida para un núcleo y tiempo de irradiación.

El tiempo ( $t_i$ ) de una irradiación debe ser conocido para poder calcular la actividad inducida. Ahora bien, no es una función lineal, durante una irradiación, no solamente la actividad de formado sino también la de decaimiento que es proporcional a la constante de decaimiento del núclido. En algún tiempo ( $t_s$ ), la razón de decaimiento y formación serán iguales, y se dice que se llegó a la saturación. La actividad de saturación es, la actividad más alta que puede ser producida de una muestra con un flujo de radiación dada.

Todos los factores que influyen en la actividad final de la muestra de un radionúclido determinado puede ser expresado por las siguientes ecuaciones:

$$A = N\sigma\phi(1 - e^{-\lambda t_i}) \quad \text{donde } \lambda = \frac{0.693}{T_{1/2}}$$

La figura (6) ilustra estos conceptos

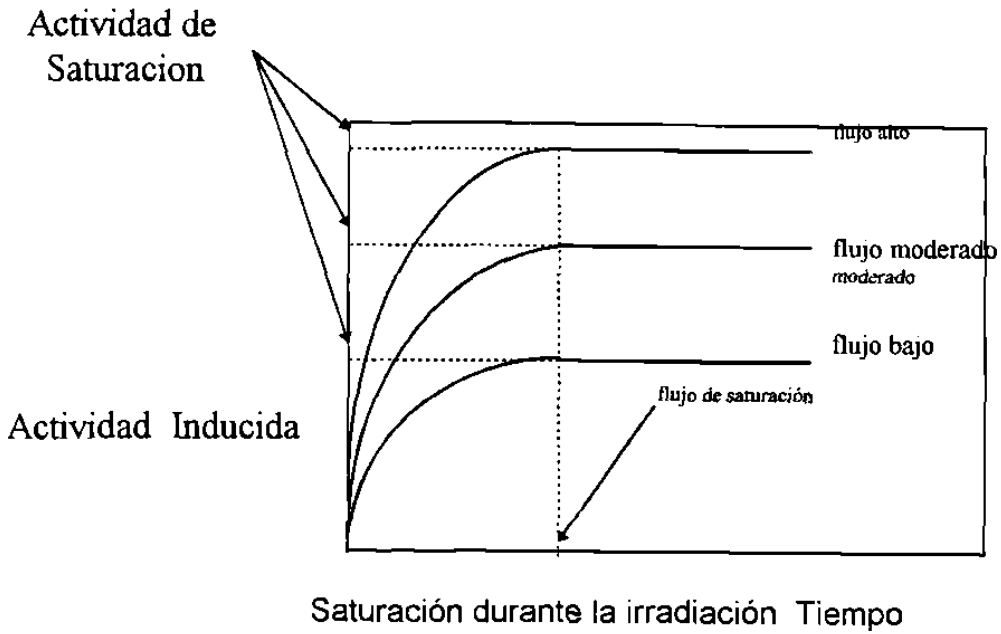


FIGURA # 6

$$A = N \sigma \phi (1 - e^{-0.693 t_i / T_{1/2}}) \text{ donde}$$

A = actividad inducida presente al final de la irradiación, dis/sec.

N = número de átomos blancos presentes

$\sigma$  = sección transversal,  $\text{cm}^2$

$\phi$  = flujo de irradiación, neutrones/  $\text{cm}^2$  /sec.

$t_i$  = tiempo de irradiación

$T_{1/2}$  = vida media del núcleo

$\lambda$  = constante de decaimiento

El término  $(1 - e^{-\lambda t_i})$  es llamado el factor de saturación, S.

Como el tiempo de irradiación ( $t_i$ ) es grande comparado con la vida media ( $T_{1/2}$ ), el factor de saturación se hace la unidad. y

queda.  $A = N \sigma \phi$

N puede ser calculado con la siguiente relación.

$$N = \frac{N_{Av} w k}{At.Wt.} \quad 25$$

Donde  $N_{Av}$  = número de Avogadro  $6.02 \times 10^{23}$ , átomos/mol

w = peso del elemento

k = fracción de la abundancia en la naturaleza de un elemento

At.Wt. = peso atómico del elemento

## G).-DETERMINACIONES ABSOLUTAS

Si la ecuación de análisis es usada, es posible hacer un análisis para un elemento dado. Esto requeriría que los valores de  $\sigma$ ,  $\phi$ ,  $t_i$  y  $T_{1/2}$ , fuesen conocidos y el valor de A sea determinado experimentalmente. Este tipo de determinación absoluta es complicada por varias razones como: (1) la sección transversal de los núclidos es probablemente conocida entre un 5 y 15%; (2) el flujo puede variar durante el periodo de irradiación, o simplemente el flujo no es determinado correctamente; (3) el tiempo consumido para hacer medidas de activación absoluta en la muestra. Cuando esta técnica es usada, es muy difícil de tener una determinación con una exactitud del  $\pm 20\%$ . La mayoría de los análisis de activación son hechos utilizando la técnica de comparación. En este método una muestra conocida conteniendo el elemento a buscar y su cantidad, son irradiados junto con la muestra desconocida el mismo tiempo y el mismo flujo.

Bajo condiciones ideales, la actividad específica (razón de desintegraciones/peso del elemento) de ambos standard y la muestra desconocida son los mismos. De esta manera uno puede contar el standard y la muestra desconocida bajo las mismas condiciones (eficiencia de conteo  $\epsilon_s$  y  $\epsilon_x$  son iguales) y usaríamos la relación siguiente:

$$\frac{W_x}{A_x} = \frac{W_s}{A_s} \qquad W_x = \frac{W_s A_x}{A_s}$$

$$R_x = A_x \epsilon_x$$

$$R_s = A_s \epsilon_s \qquad W_x = \frac{W_s R_x}{R_s}$$

Donde

$W_x$  = peso del elemento x en la muestra desconocida

$W_s$  = peso del elemento x en el standard

$A_x$  = razón de desintegración de la muestra desconocida

$A_s$  = razón de desintegración del standard

$R_x$  = razón de conteo de la muestra desconocida

$R_s$  = razón de conteo del standard

$\varepsilon_x$  = eficiencia de conteo para la muestra desconocida

$\varepsilon_s$  = eficiencia de conteo del standard

Esta técnica de comparación elimina mucho de la incertidumbre del método absoluto.

Las alternativas de escoger el standard está influido por:

- 1) El standard que debe ser de una alta pureza
- 2) El standard debe tener una especie activable (óxidos, nitratos, oxalatos, carbonatos, y formas elementales son preferibles que los cloruros, bromuros, yodos, etc.).
- 3) El standard debe de ser fácil de solubilizarse en los solventes convencionales
- 4) El standard no debe ser higroscópico y fácil de pesar
- 5) El standard debe ser resistente a la radiación y a la descomposición térmica.

## H).-CÁLCULOS DE SENSIBILIDAD

Cuando uno está usando una técnica de análisis, es importante entender los límites de sensibilidad de la técnica para un elemento o especie química. Es difícil de hacer cálculos para la sensibilidad absoluta para un análisis de activación porque ciertas suposiciones básicas deben de ser hechas para una exactitud requerida, eficiencia del sistema de detección, tiempo de irradiación, etc., antes que los cálculos sean hechos. Para ilustrar los cálculos de sensibilidad de un análisis por activación del cloro, tenemos los siguientes datos:

Isótopos estables:  $Cl^{35}$  0.754 fracción de abundancia

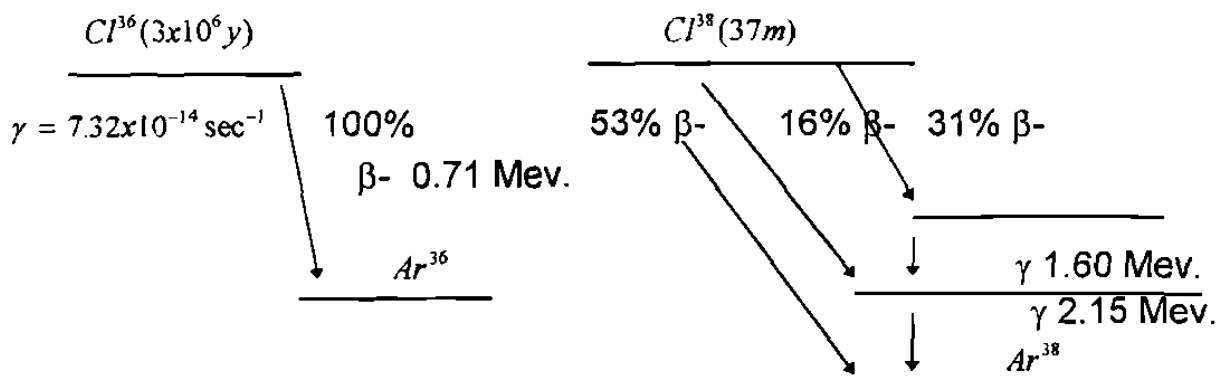
$Cl^{37}$  0.246 fracción de abundancia

Reacciones:

$Cl^{35}(n,\gamma)Cl^{36}$   $\sigma=44$  barns

$Cl^{37}(n,\gamma)Cl^{38}$   $\sigma=0.56$  barns

## Esquemas de Decaimiento:



Se asume que:

$$\phi = 10^{12} \text{ neutrones/cm}^2/\text{seg}$$

$$t_i = 10^3 \text{ seg}$$

para un  $\mu\text{g}$  de cloro natural

$$N = \frac{\text{peso del cloro } 6.02 \times 10^{23} \text{ moleculas/mol}}{\text{peso atómico del cloro}} = \frac{10^{-6} \text{ gr} \times 6.02 \times 10^{23} \text{ moleculas/mol}}{35.45 \text{ gr./mol}}$$

$$N = 1.66 \times 10^{16} \text{ atomos}$$

$$N_{Cl^{36}} = 1.66 \times 10^{16} \text{ atomos} (0.754) = 1.25 \times 10^{16} \text{ atomos}$$

$$N_{Cl^{38}} = 1.66 \times 10^{16} \text{ atomos} (0.246) = 0.41 \times 10^{16} \text{ atomos}$$

Para el  $Cl^{36}$ :

$$A = (1.25 \times 10^{16})(10^{12})(44 \times 10^{-24}) \{1 - \exp(-(7.32 \times 10^{-14} \text{ sec}^{-1})(10^3 \text{ seg}))\}$$

pero para valores pequeños de  $\lambda t_i$ ,  $(1 - e^{-\lambda t_i}) \cong \lambda t_i$  por eso

$$A = (1.25 \times 10^{16})(10^{12})(44 \times 10^{-24})(7.32 \times 10^{-14})(10^3) = 4 \times 10^{-5} \text{ des/seg/}\mu\text{g}$$

La sensibilidad de este producto seria muy pobre.

Para el  $Ct^{38}$

$$A = (4.1 \times 10^{15})(10^{12})(5.6 \times 10^{-25}) \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{0.693 \times 10^3 \text{ seg}}{2.22 \times 10^3 \text{ seg}}\right) \right\}$$

$A=618$  desintegraciones/seg. ó  $3.7 \times 10^4$  desintegraciones/min./ $\mu\text{g}$  Si los cálculos de sensibilidad están basados en el conteo de las betas(100%  $\beta$ , como lo indica el esquema de decaimiento), y la eficiencia total de conteo ( $\epsilon$ ) es igual a 9.5% (del típico contador G-M), entonces tendremos la razón de conteo igual:  $3.7 \times 10^4$  desintegraciones/min./ $\mu\text{g}(100\%)(9.5\%)=3.5 \times 10^3$  cuentas/min./ $\mu\text{g}$  para un 10% de desviación standard del conteo (100 de cuentas totales, probablemente el límite práctico mas pequeño) el límite de determinación menor es

$$\frac{10^2 \text{ cuentas /minuto}}{3.5 \times 10^3 \text{ cuentas/minuto}/\mu\text{g}} = 2.9 \times 10^{-2} \mu\text{g}$$

Cuando usamos un detector de centelleo para gammas(47% g transición ~20% de eficiencia del conteo), la razón de conteo es igual  $3.7 \times 10^4$  desintegraciones/min./  $\mu\text{g}$   $(47\%)(20\%)=3.5 \times 10^3$  cuentas / min. / $\mu\text{g}$  y el límite menor de determinaciones igual  $2.9 \times 10^{-2} \mu\text{g}$

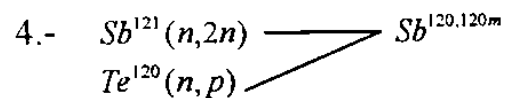
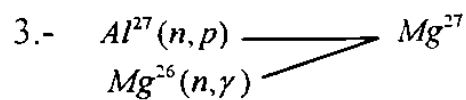
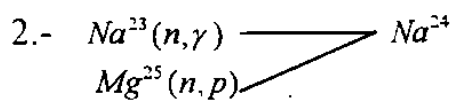
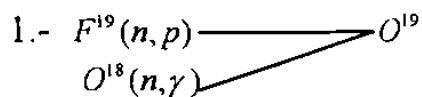


## 1).-ERRORES

El uso de la técnica de comparación elimina muchos de los probables errores asociados con el análisis por activación. En el uso de esta técnica debemos reconocer que ciertas diferencias en las características físicas de la muestra y el standard puede llevar a significantes errores. Estos errores pueden ser hechos por el escudamiento-propio del neutrón por materiales sólidos o materiales de una sección transversal muy grande que componen la muestra, y se realice del flujo térmico por moderación de neutrones epitérmicos con soluciones acuosas. A través del efecto de escudamiento-propio del neutrón puede ser calculado con razonable precisión, se emplean técnicas para minimizar este efecto. Una de esas técnicas es el uso de muestras muy pequeñas para el análisis. Otro método de corrección es agregar una porción del standard a una porción de la muestra. Ambas la muestra y la muestra con parte del standard y el standard se irradian, y la actividad específica de un elemento es calculada por la diferencia de actividad.

El efecto de la termalización de las muestras acuosas no se hace significativo si los dos, la muestra y el standard están en el mismo volumen de agua. No es muy buena práctica irradiar a la muestra en una forma física y a standard en otra. Otros efectos que pueden llevarnos a errores en el análisis por activación es lo que compete a las reacciones. Estas reacciones pueden ocurrir primero directamente (interferencia primaria) o como interferencia de segundo orden.

La interferencia primaria ocurre cuando las reacciones toman lugar con los núcleos originales en la muestra. La interferencia de segundo orden son hechas con las reacciones con los productos de decaimiento radiactivo. Algunos ejemplos de interferencia primaria son como sigue:



## IV EQUIPO EXPERIMENTAL

En este trabajo se usó el siguiente equipo experimental

A.- Reactor Nuclear

B.-Sistema de Electroscopía de Radiación Gamma

C.- Sistema de Cómputo de Análisis por Activación de Neutrones

### A.- REACTOR NUCLEAR

El reactor nuclear usado es un TRIGA MARK II, el cuál se encuentra en el laboratorio de investigación de ingeniería nuclear de la Universidad de Austin en Texas. Este es un reactor de tipo piscina, el corazón se encuentra sumergido a 27 pies de profundidad en agua de alta pureza la cual le ayuda como refrigerante, como moderador de neutrones y como blindaje para la radiación, además se encuentra confinado por una estructura de concreto. El reactor fue construido por la General Atomics, para propósitos de investigación y educación. La palabra TRIGA significa (Training, Research, Isotope production, General Atomics). Este reactor puede operar a 1MW en su estado estable y puede ser pulsado a 1500MW por un período de 10 mseg. El reactor cuenta con varios lugares para realizar la irradiación como son en el centro del reactor (central thimble), en el cual las muestras son sometidas a un flujo alto de neutrones en su corazón, el sistema neumático (rabbit), con el cual las muestras son llevadas al corazón del reactor y devueltas rápidamente, es utilizado para la irradiación de elementos con vida media muy corta, el sistema rotatorio (rotary specimen rack) ubicado en el reflector de grafito del reactor, rota a una revolución por minuto para que el flujo que se esté recibiendo sea lo más uniforme posible, cuenta con 40 compartimientos para muestras. Por último, tiene cinco puertos (beam ports) usados para diferentes aplicaciones.

## B.- DETECTOR

El detector utilizado es uno de germanio de alta pureza, similar a los de GeLi, con eficiencia del orden de 40%, la ventaja de estos detectores comparados con los de GeLi es que cuando no están en funcionamiento no es necesario tenerlos con bajas temperaturas como los anteriores sino a temperatura ambiente.

## C.- SISTEMA DE COMPUTO

Para este trabajo se usó una estación de trabajo (usada como multicanal) llamada GENI la cuál fue diseñada para la adquisición de datos, procesamiento y presentación gráfica, gracias a la asociación con un módulo de interfaces para la adquisición. Esta estación cuenta con una Digital VAXstation 2000 con una capacidad de 4Mb de memoria, disco duro de 42 Mb, uso de disco flexible, un display monocromático, monitor de 15 pulgadas, teclado y un ratón con tres funciones. La estación de trabajo incluye un sistema operativo digital MicroVMS y un conjunto de software. Los paquetes de este software utilizados son:

**NUCLIDE IDENTIFICATION PACKAGE** que realiza el cálculo de la actividad considerando la corrección por decaimiento, lista una librería de datos nucleares como: los isótopos, vida media, etc. realiza cálculos de actividad para análisis de *multielementos*, y correcciones de interferencia debido a traslapes de los fotopicos.

**NEUTRÓN ACTIVATION ANALYSIS PACKAGE** con lo que se efectúa el análisis usando dos métodos: El método comparativo, y medio del flujo.

**HIPERMET PEAK SEARCH PACKAGE** con este paquete se lleva a cabo la identificación de picos, el ajuste a una curva, el cálculo de error de dicho ajuste y un algoritmo par optimizar la eficiencia. Con estos paquetes es posible pedir un reporte general en que aparezcan los parámetros de la muestra o del estándar como son el nombre o identificación de dicha muestra, el peso de la muestra, el tipo de configuración que se usó en el detector, el tiempo de medición de la muestra y correcciones al tiempo muerto, la eficiencia del detector el tipo de geometría usado, el canal en que comienza y el que termina, la ecuación de calibración para la energía y para FWHM. Con estos paquetes se obtiene una lista que da la energía del fotopico encontrada, el área bajo el fotopico, el background, el FWHM, el centroide del fotopico, el canal izquierdo donde comienza y el fotopico, el ancho del fotopico, las cuentas por segundo en cada fotopico y el error asociado a dicho cálculo. Por otro lado se puede pedir la comparación de la muestra con el estándar para que determine que elementos existentes en la muestra y si estos aparecen en el estándar, puede realizar un análisis cuantitativo dando la cantidad presente en ppm ,ppb o en porcentajes.

## V PROCEDIMIENTO EXPERIMENTAL

### A.- PREPARACIÓN DE MUESTRAS Y ESTÁNDARES

El procedimiento para llevar a cabo la preparación de muestras y estándares es muy delicado, ya que requiere de una extrema precaución en la limpieza, si alguna o algunas impurezas estuvieran presentes debido al manejo inapropiado de las muestras, esto llevaría a una mala determinación cualitativa o no poder observar algún elemento. Los pasos a seguir para la preparación de las muestras son las siguientes :

1) Hay que utilizar guantes limpios para evitar la contaminación por sodio (Na) proveniente del sudor de las manos y todos los utensilios.

2) Utilización de frascos pequeños de polietileno (1cm<sup>3</sup>) que son lavados previamente con mucho cuidado, para su identificación se marcan con un cautín y se destaran en una báscula analítica.

3) La muestra y el estándar se depositan en cada uno de los frascos pequeños de polietileno y se cuantifican en la báscula analítica.

4) Se sellan los frascos pequeños de polietileno con un cautín eléctrico y se verifica el sellado mediante una prueba de inmersión en agua.

5) Se preparan 2 frascos pequeños de polietileno medianos de (5cm<sup>3</sup>) Por cada frasco pequeño de polietileno de (muestra o standar) que será irradiando en el reactor para asegurar el sellado y el otro para colocar el frasco pequeño de polietileno después de la irradiación con el propósito de eliminar la actividad generada en el primer frasco pequeño de polietileno que se introdujo en el reactor.

6. La muestra se pone en frascos pequeños de polietileno .

6-a). Se marcan los frascos pequeños de polietileno con un cautín.

6-b). Se pesa el frasco pequeño de polietileno en la balanza analítica para corregir el peso de la muestra por tara.

6-c). Se introduce la muestra (con pinzas) al frasco pequeño de polietileno.

6-d). Se pesa en la balanza y se registra la lectura.

6-e). Se le pone la tapa al frasco pequeño de polietileno y se sella térmicamente.

6-f). Se prueba la calidad del sellado térmico sumergiendo la parte superior del frasco pequeño de polietileno en agua tridestilada y presionando el frasco de polietileno

6-g). Se seca el frasco pequeño de polietileno

6-h). Se pone dentro de otro frasco de polietileno y se cierra sin sellarlo térmicamente. En la parte externa de este frasco de polietileno se anotó el número de la muestra con marcador. Otro frasco de polietileno idéntico se armó con el mismo número y se dejó abierto.

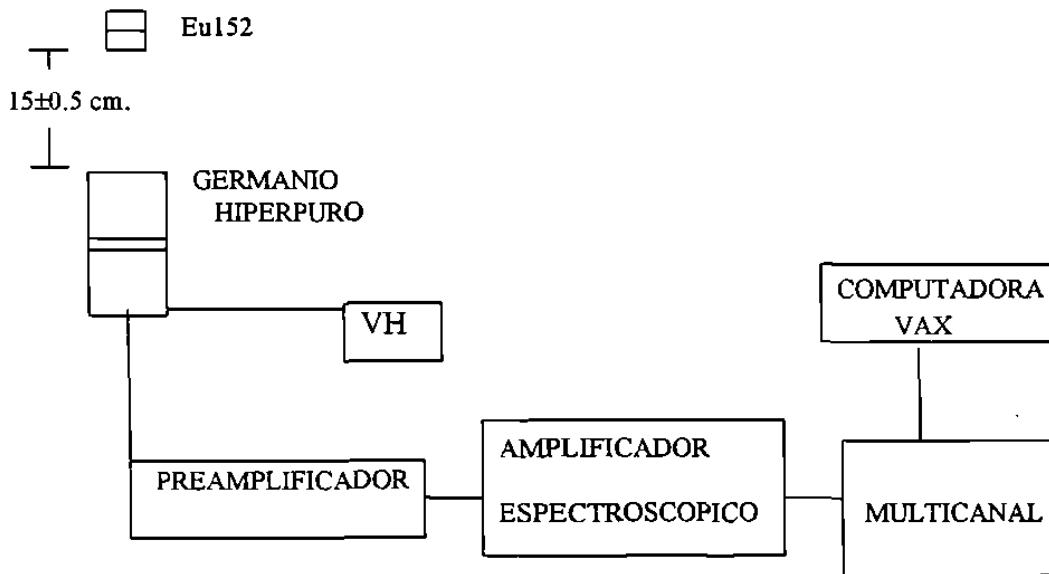
La razón de un 2do. frasco de polietileno fue para que una vez hecha la irradiación el polivial que contiene la muestra se saca del frasco de polietileno marcado (y con toda seguridad estará activado) y se pasa al otro contenedor marcado para hacer la medición.

7. El frasco de polietileno para irradiar se introduce en otro frasco también de polietileno que se mete en uno de los tubos en el plato rotatorio ( lazy susan )

8.- La muestra y los estándares se pasan del vial del lazy susan al cuarto de celda caliente. Ahí se abrió el frasco de polietileno del lazy susan y se saca el frasco marcado se abre éste y se extrae el frasco de polietileno con la muestra que se introduce en el otro frasco marcado. Esta muestra sale lazy susan muy caliente. Después se lleva al laboratorio de medición y se coloca en el tren automático de medición.



El sistema de medición había sido previamente calibrado mediante una fuente de Europio-152.



La curva de calibración fue:

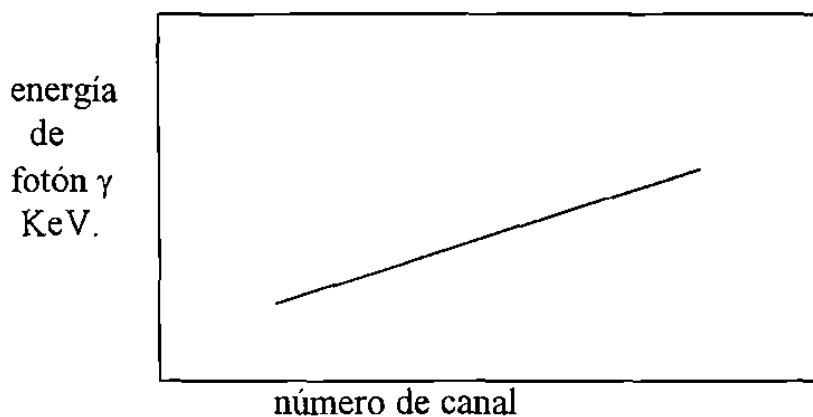
Un Polinomio de segundo grado  $y = a + bx + cx^2$

$$E (\text{keV}) = -2.126 + 0.5017ch + 1.8053 \times 10^{-7} ch^2$$

con una correlación  $r=0.9999$

Datos del Eu152

canal	energía KeV.
246.85	121.78
690.39	344.28
1555.75	778.91
1924.48	964.13
2218.95	1112.12
2807.71	1408.01



Usando regresión lineal la ecuación es

$$E [\text{KeV}] = -2.385 + 0.5023(\text{Ch}) \text{ y su correlación } r=0.9999$$

## V. RESULTADOS EXPERIMENTALES

### A. Preparación Física de Muestras para la Irradiación con Neutrones.

Para las reacciones nucleares inducidas por neutrones, la cantidad de elementos tanto de los estándares así como las muestras están limitadas principalmente por:

1) Propiedades nucleares de la matriz.

2) Actividad producida a una potencia determinada del reactor y al tiempo de irradiación.

Los datos de los elementos de la muestra de la aleación de Amalgama Dental, que fue analizada, y contiene los siguientes elementos: (Ag, Sn, Cu y Zn). Las muestras fueron encapsuladas en frascos pequeños de polietileno. Antes de capsular las muestras los frascos fueron lavados con agua deionizada y acetona en forma alterna por varias veces.

## **B. Irradiación con Neutrones Térmicos y Conteo Estándares y Muestras.**

1) **Material estándar.** La tabla I proporciona la masa de los elementos del estándar, potencia del reactor, tiempo de irradiación y el tiempo de conteo.

Tabla I Material estándar, irradiación del Plato Rotativo de Muestras y contando 90 minutos después de la irradiación.

ESTÁNDAR	ELEMENTOS	MASA PPM	POTENCIA DEL REACTOR	TIEMPO DE CORTA	IRRADIACIÓN LARGA	TIEMPO DE CONTEO
QCAL1003 FLY-ASH	Cu	118	1MW	10 min	—	500 seg
GEO0043 LY-ASH	Zn	220	1 MW	—	4 hrs.	500 seg.

2) **Muestra de la Aleación de Amalgama Dental.** La Tabla II, proporciona los siguientes datos: Muestra, Elementos, Potencia del Reactor, Tiempo de Irradiación Corta y Tiempo de Conteo .

Tabla II. Muestra de la Aleación de Amalgama Dental, irradiación en el Plato Rotatorio de Muestras y contada 90 min. después de la irradiación.

MUESTRA DE ALEACIÓN DE AMALGAMA DENTAL.	ELEMENTOS	MASA (gr.)	POTENCIA DEL REACTOR	TIEMPO DE IRRADIACIÓN	TIEMPO DE CONTEO
QCAL1007	Ag Sn Cu Zn In	.0184806 gr.	1 MW	10 Minutos	500 seg.

El procedimiento para calcular la masa se hizo de acuerdo con el área de los fotopicos. Los cálculos del elemento COBRE son los siguientes:

TABLA III

MUESTRAS	ELEMENTOS	AREA DEL FOTOPICO	CONTEO DE FONDO BKG	TIEMPO DE DECAIMIENTO HRS.	MASA DEL ELEMENTO EN EL STD.	MASA TOTAL GRS.
MUESTRA QACAL1007	511.03 KeV.	396478	11810	90 Minutos	.08363	.003136 gr.
ESTÁNDAR QACAL1003	511.02 KeV.	10727	8814	90 Minutos	.13296 PPM	.000118 gr.

I.- Los cálculos de los elementos de la tabla III fueron hechos de la siguiente manera:

$$\frac{W_x}{A_x} = \frac{W_s}{A_s}$$

$$A_x \quad A_s$$

$$(A_x)(W_s)$$

$$W_x = \frac{\quad}{(A_s)}$$

$$\%(\text{del elemento}) = \frac{W_x}{\text{peso de la muestra}} (100)$$

donde:

$W_x$ = peso del elemento en la muestra

$W_s$ = peso del elemento en el estándar

$A_x$ = cuentas en el área del pico de la muestra menos conteo de fondo

$A_s$ = cuentas en el área del pico del estándar menos conteo de fondo

3) Resultados de la Irradiación Corta. En la tabla VII, se muestran los resultados de los elementos de la aleación de la aleación de amalgama dental, para los casos de la irradiación corta.

Cuando se buscan elementos en una matriz de una aleación de amalgama dental, resulta ventajoso para la técnica de análisis por activación de neutrones (AAN), encontrar los elementos que la componen como algunas trazas de otros elementos.

Para la irradiación corta, como ya fue mencionado, se irradiaron la muestra y dos estándares así como un polyvial vacío, el tiempo que duró la irradiación fue de 10 minutos y el tiempo de enfriamiento alrededor de una hora y media, para ser contados por períodos de 500 segundos.

Al analizar el frasco pequeño de polietileno vacío se observó un fotopico con una energía correspondiente a 1293.45 Kev. pertenece al isótopo del Argón 41, el cual está en todos los estándares y la muestra, por lo tanto, podemos decir que se debe al argón del aire que el polivial contiene.

También se identificaron las energías 657, 687, 706, 764, 818, 884, 937, en la muestra debido al isótopo de la plata ( $Ag^{110m}$ ) con una vida media de 255 días. La energía 511 y 1345 corresponde ( $Cu^{64}$ ) con una vida media de 12.8 horas, también se encuentra la energía de 160 que corresponde al ( $Sn^{123m}$ ) apareciendo también el indio ( $In^{116m}$ ).

## II.- IRRADIACIÓN LARGA.

Para los cálculos de la irradiación larga(4 hrs.) seguimos el mismo procedimiento que en la irradiación corta(10 min.).

Primero observamos el blanco y encontramos los fotopicos de 1291 KeV, los cuales pertenecen al Argón 41, por lo tanto, podemos decir que se debe al argón del aire que el polivial contiene.

En la muestra encontramos que el único elemento que se podría cuantificar es el Zinc y el elemento indio desaparece ya que su vida media es de 53 minutos.

En la segunda irradiación se utilizo la misma muestra y 5 estandarés, ya que la actividad desapareció, con una potencia de 1 MW y un flujo de  $2 \times 10^{12}$  neutrones por centimetro cuadrado por segundo, por cuatro horas de tiempo de irradiación. con un tiempo de enfriamiento de 48 horas.

### III.- CONCLUSIONES.

1.- La técnica de análisis por activación de neutrones (AAN) es bastante aceptable en el análisis de los elementos de las aleaciones para amalgamas dentales.

2.- La muestra estudiada de la aleación para amalgama dental demuestra que aparte los elementos convencionales, existen otros elementos como el elemento indio que fue encontrado en esta muestra, pero los últimos estudios recientes indican que hay aleaciones que utilizan elementos como el níquel y manganeso.



### III.-RECOMENDACIONES.

1.- Recomendamos tener una biblioteca de estándares de elementos (por separado) químicamente puros certificados por la NIST (National Institute of Science and Technology), agregar aquellos elementos que son importantes para el estudio de estas aleaciones porque de esta manera los resultados son rápidos y precisos. y de ser posible todos estos elementos irradiados en las mismas condiciones de (potencia, flujo, tiempo, etc.), y en el mismo lugar (Lazy Susan), excepto naturalmente para elementos como el oxígeno que se tiene que usar el (Rabbit), los cálculos serían mas simples y rápidos.

2.- Se recomienda un control de calidad del la aleación para tener una buena confiabilidad.

3.- Revisar bien las cuentas de conteo de fondo, para evitar posible contaminación.

4.- Revisar la linealidad del equipo y calibrarlo.

## IX.- APENDICE

Gráfica No. 1	<b>Muestra QCAL1007 Irradiación 10 minutos</b>
Gráfica No. 2	<b>Muestra GEO0055 Irradiación 4 horas</b>
Gráfica No. 3	<b>Blanco (Vacío) Irradiación 10 minutos</b>
Gráfica No. 4	<b>Blanco(Vacío) Irradiación 4 horas</b>
Gráfica No. 5	<b>Estándar QCAL1003 Irradiación de 10 minutos</b>
Gráfica No. 6	<b>Estándar GEO0043 Irradiación 4 horas</b>

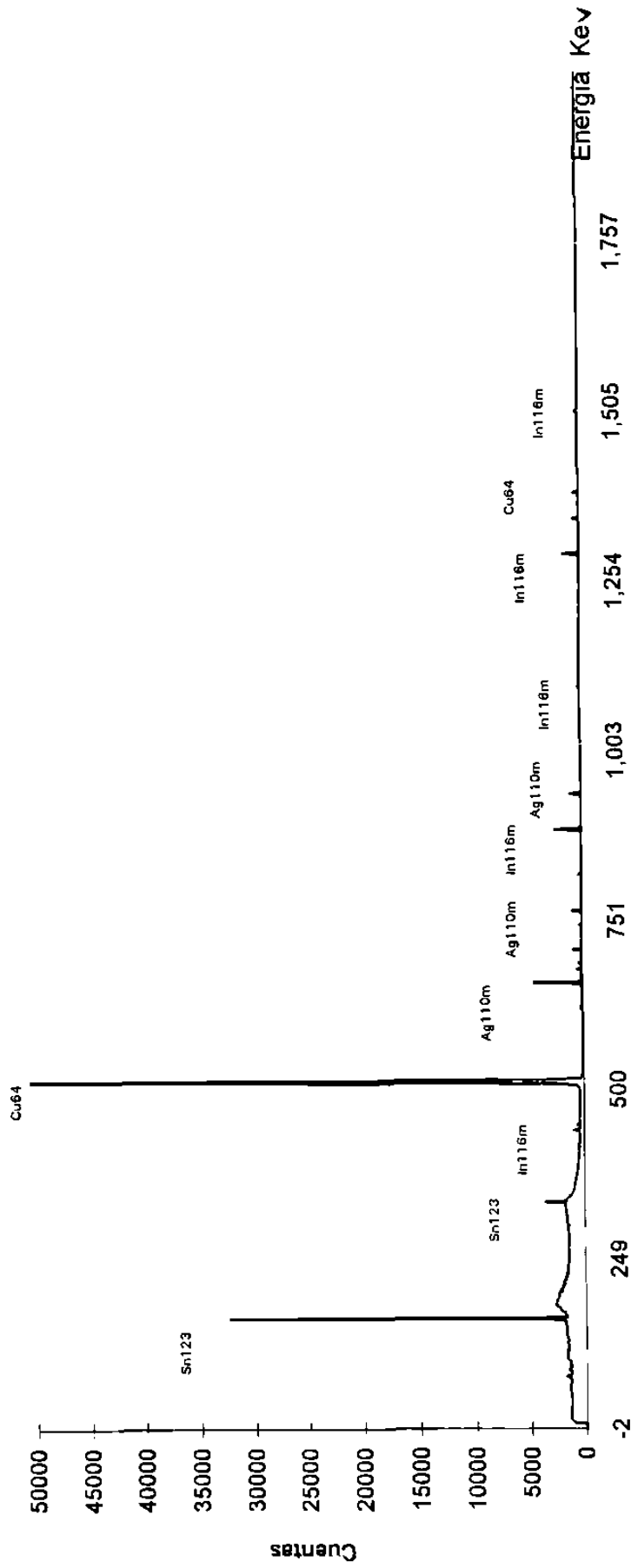


Figura No 1.- Muestra de Aleación de Amalgama Dental (QCAL 1007) de la Irradiación de 10 min.

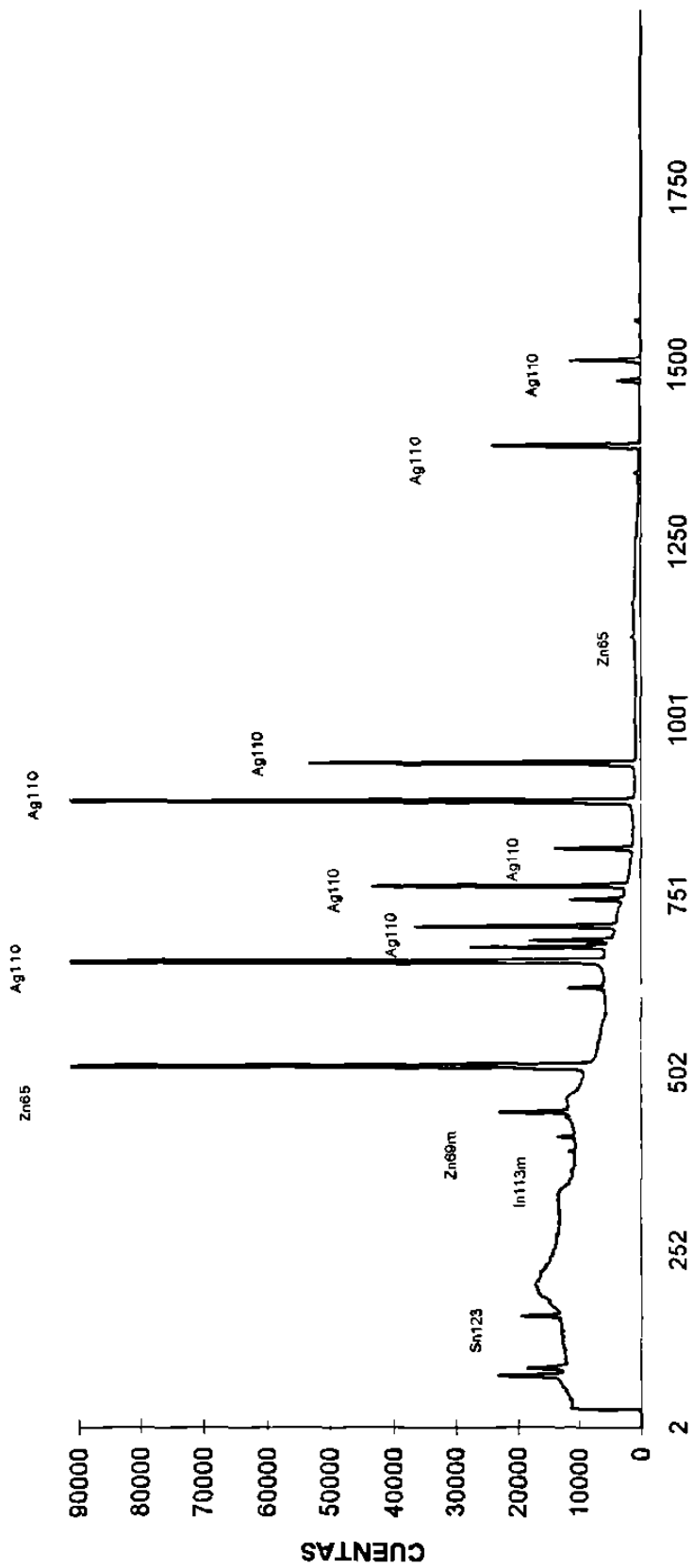


Figura No. 2 Muestra GEO0055 Irradiación de 4 horas Energía KeV

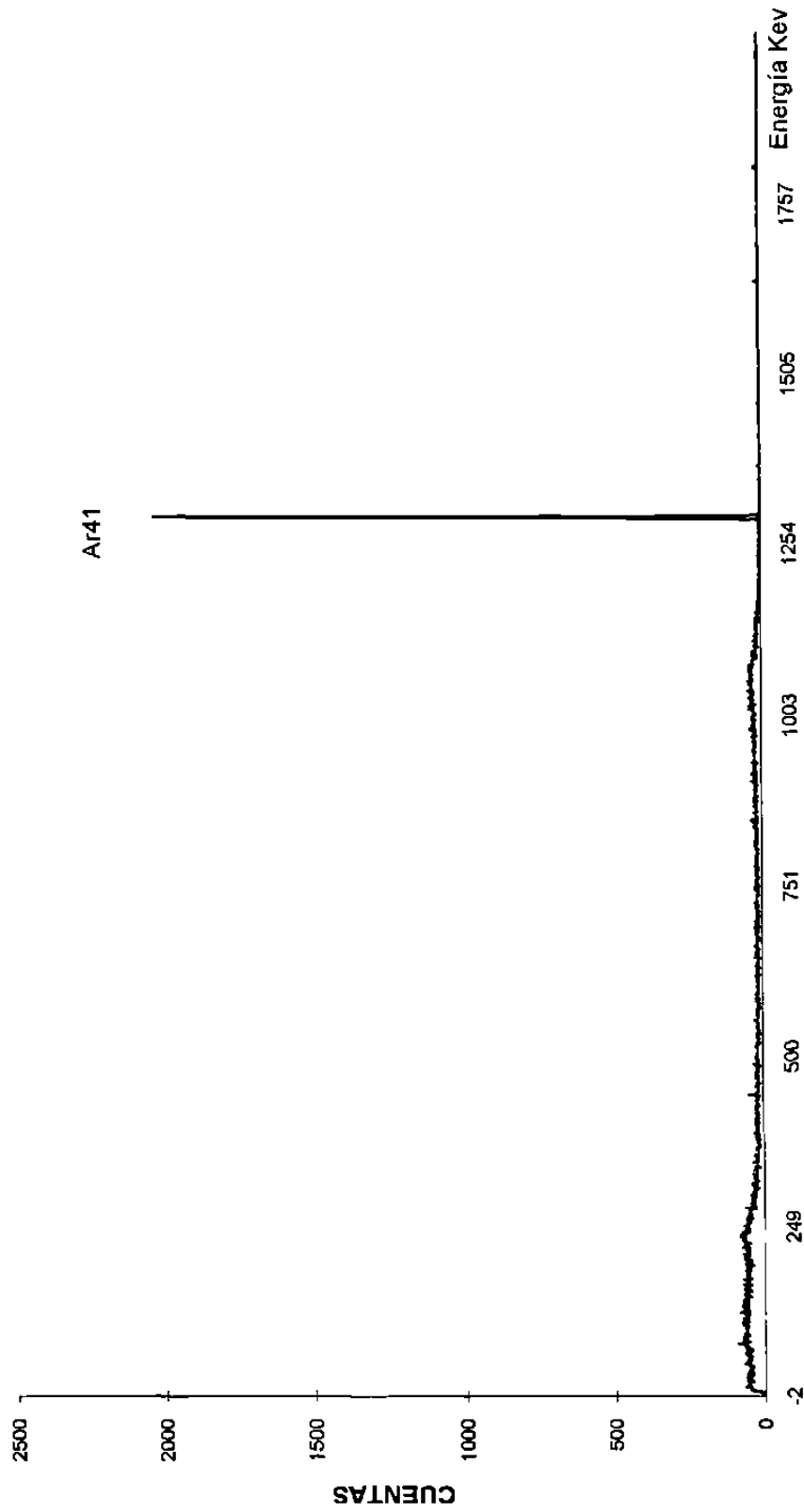


Figura No. 3 Blanco (Vacío) Irradiación de 10 minutos (Corta)

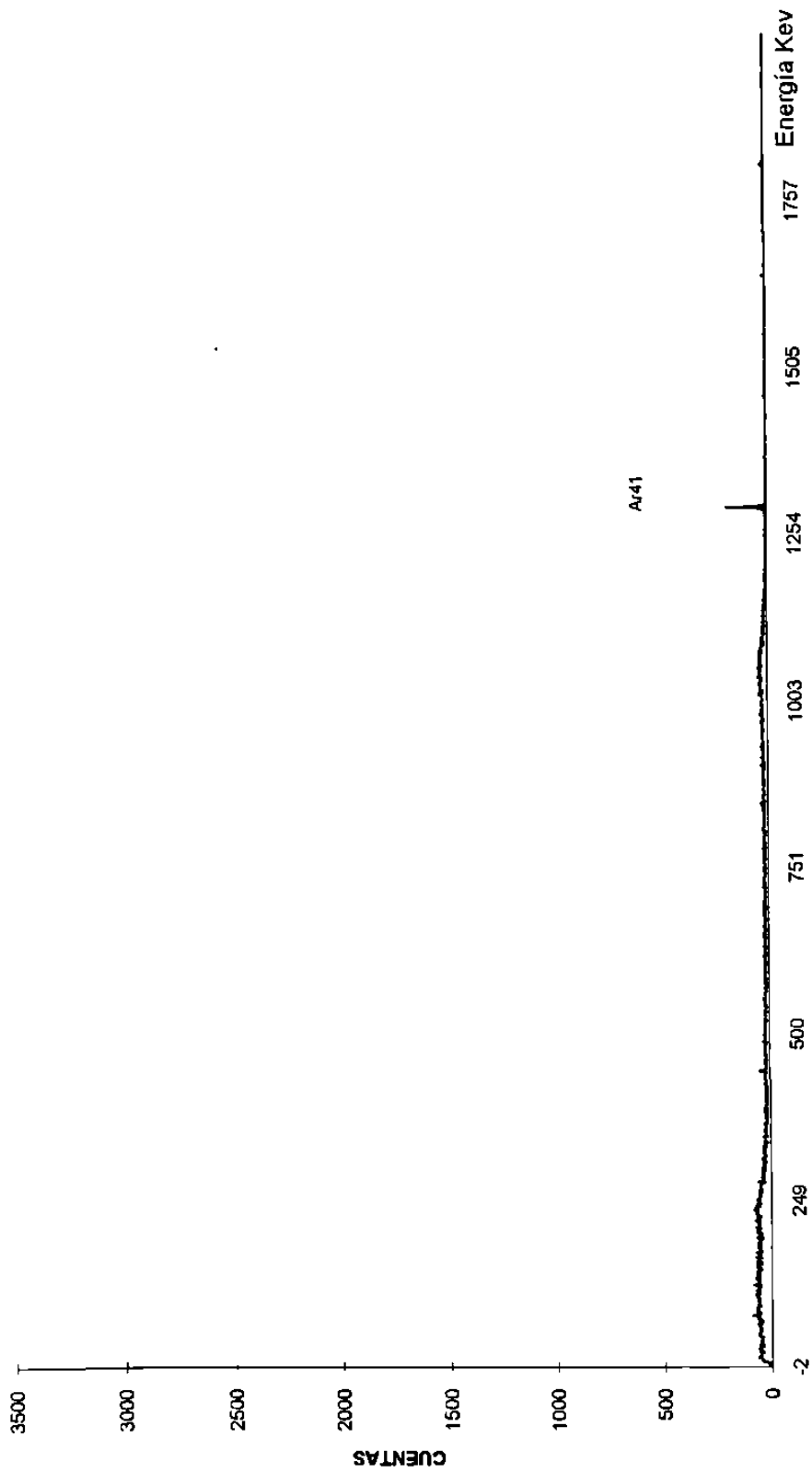


Figura No. 4 Blanco (Vacío) Irradiación de 4 horas (larga)

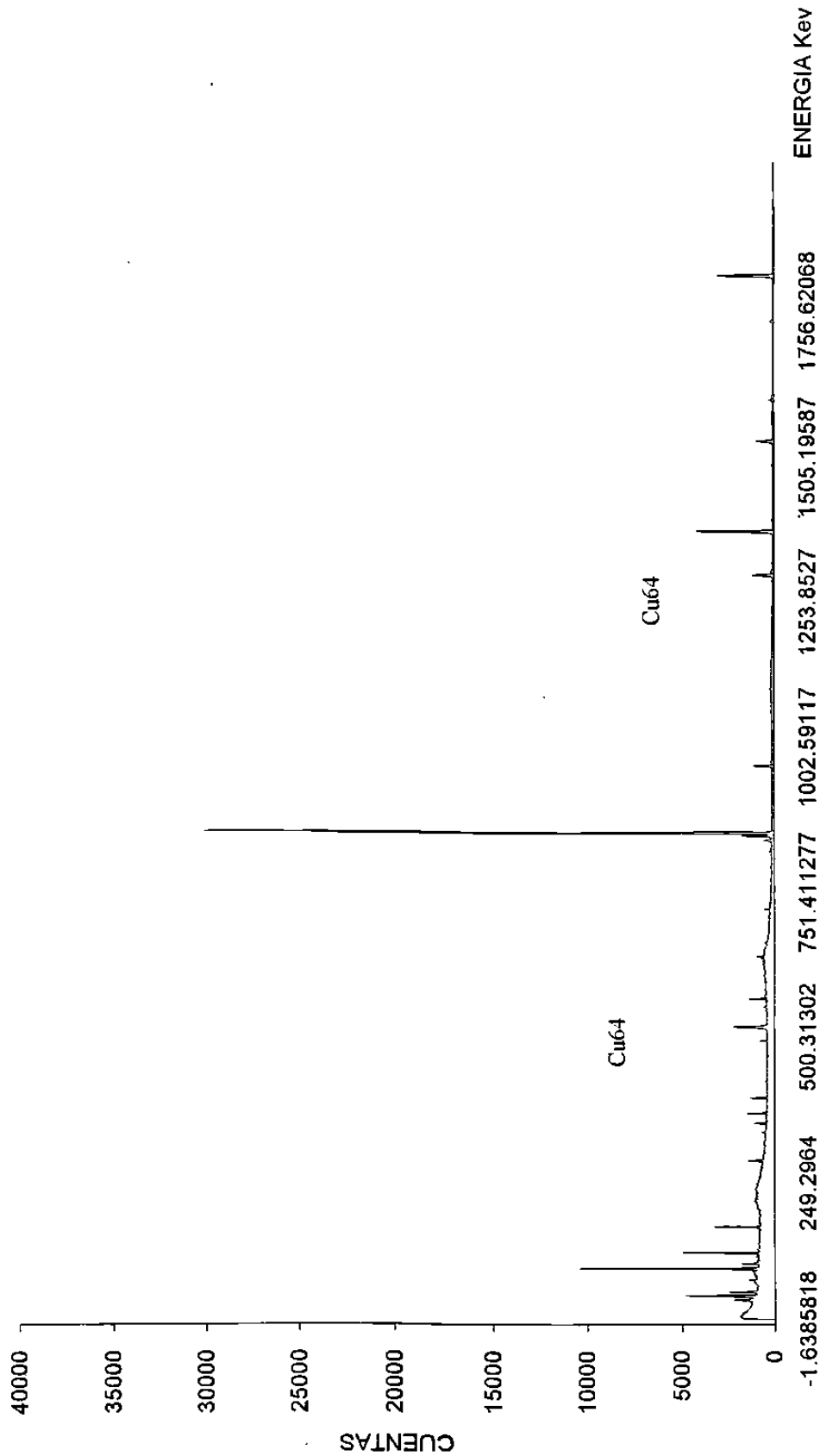


Figura No 5 Estándar ( QCAL1003 ) Irradiación de 10 minutos

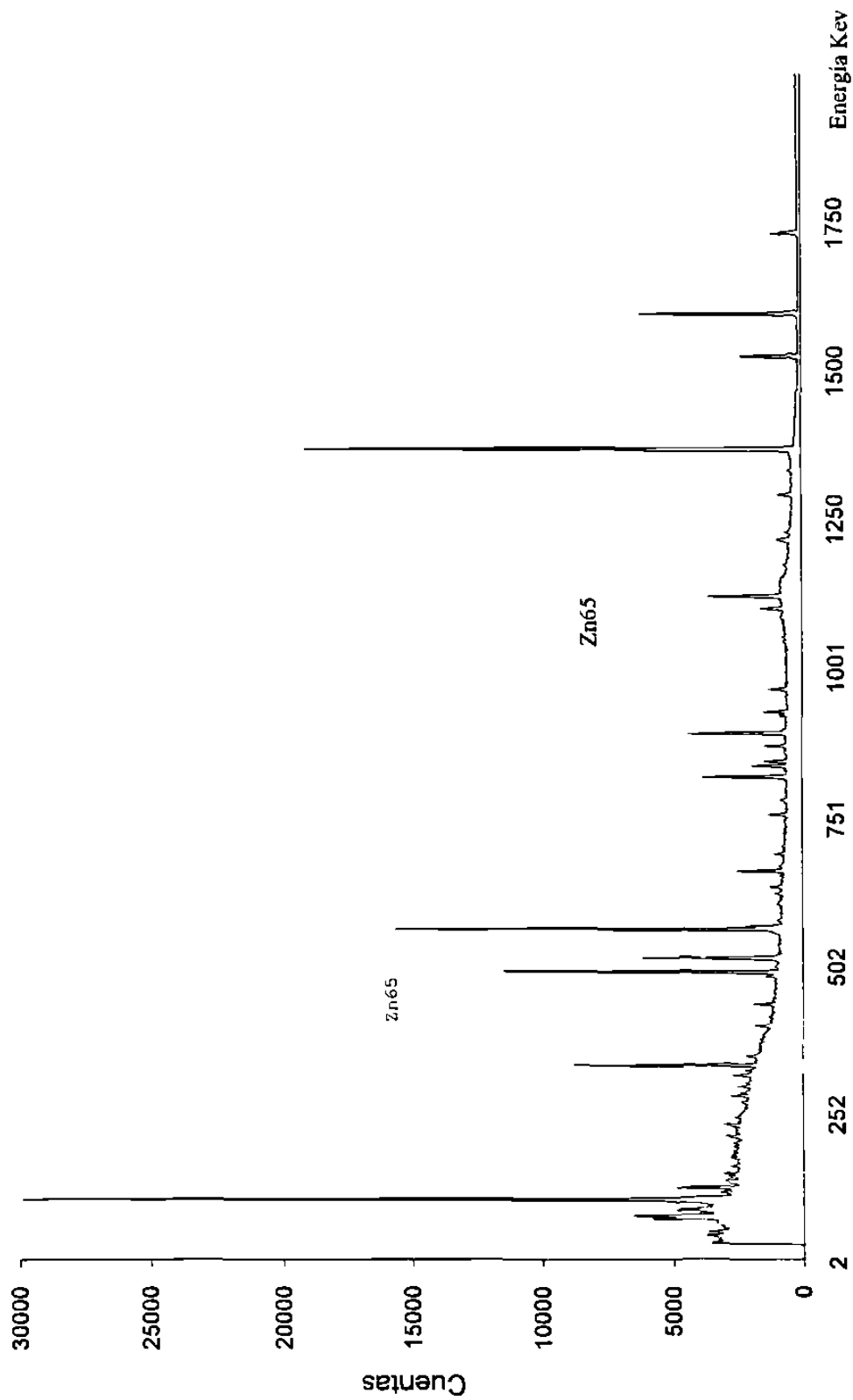


Figura No 6 Estándar ( GEO0043 ) Irradiación de 4 horas



## **X.- APENDICE**

Apéndice No. 1	<b>Muestra QCAL1007 Irradiación 10 minutos</b>
Apéndice No. 2	<b>Estándar QCAL1003 Irradiación 10 minutos</b>
Apéndice No. 3	<b>Blanco (Vacío) Irradiación 10 minutos</b>
Apéndice No. 4	<b>Blanco (Vacío) Irradiación 4 horas</b>
Apéndice No. 5	<b>Muestra GEO0055 Irradiación 4 horas</b>
Apéndice No. 6	<b>Estándar GEO0043 Irradiación 4 horas</b>
Apéndice No. 7,8,9	<b>Fuente de Calibración</b>

7-AUG-1992 11:34:57

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY  
NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

\*\*\*\*\* SAMPLE PARAMETERS \*\*\*\*\*

Sample id : SAMPLE 5 Sample weight : 1.00000E+00  
 G  
 Project title : MONTERRY PROJECT  
 Configuration : QACAL1007  
 Acquisition time : 23-JUL-1992 14 : 45 : 34 . 41  
 Decay corrected to : 23-JUL-1992 00 : 00 : 00 . 0  
 Preset live time : 0 00 : 08 : 20 . 00 Preset real time : 0 00: 00: 00.  
 00  
 Elapsed live time : 0 00:44:54.35 Elapsed real time: 0 00: 08: 41.  
 84

\*\*\*\*\*

Detector name : TENNELEC30 Ave efficiency : 40.00000  
 Calibration date : 23-JUL-1992 11:10:08.86 Geometry : sample changer  
 # of Iterations : 10 FWHM : 7.76073E-01  
 Energy Tolerance : 2.00000 Sensitivity : 10.00000  
 KeV/Channel : 5.01788E-01 Start channel : 25  
 Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

Energy(KEV)=(-2.14037E+00)+(5.01788E-01) \* Channel+(1.63275E-07)\*Channel\*\*2  
 FWHM (KEV) =(7.76873E-01)+(3.67163E-02) \* SQRT(Energy)

\*\*\*\*\*

Pk	It	Area	Energy	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err	Fit
1	0	74.95	799	7132	0.95	153.62	152	5	1.60E+00	16.4	
2	0	160.27	83022	23455	1.23	323.63	317	13	1.66E+02	0.5	
3	0	332.05	5939	18750	1.41	665.85	661	11	1.19E+01	4.6	
4	0	416.84	596	3861	1.38	834.75	831	9	1.19E+00	19.4	
5	0	438.65	1924	3715	1.46	878.19	874	9	3.85E+00	6.2	
6	0	446.85	841	3596	1.38	894.52	890	9	1.68E+00	13.6	
7	0	511.03	396478	11810	2.78	1022.34	1013	22	7.93E+02	0.2	
8	0	620.52	519	1596	1.22	1240.38	1233	14	1.04E+00	16.4	
9	0	657.74	16146	1747	1.65	1314.50	1306	17	3.23E+01	1.0	
10	0	677.61	1727	1318	1.73	1354.06	1348	12	3.45E+00	4.8	
11	0	686.96	1132	1224	1.53	1372.58	1366	13	2.26E+00	7.1	
12	0	706.64	2834	1128	1.66	1411.86	1404	15	5.67E+00	3.2	
13	0	744.34	800	914	1.98	1486.93	1480	14	1.60E+00	9.0	
14	0	763.96	3388	1143	1.74	1525.98	1517	19	6.78E+00	3.0	
15	0	818.33	1215	907	2.06	1634.22	1625	18	2.43E+00	6.5	
16	0	846.75	452	622	2.23	1690.79	1683	15	9.05-E01	13.5	
17	0	884.79	9956	790	1.80	1766.53	1759	16	1.99E+01	1.2	

18	0	937.46	4503	811	1.94	1871.37	1861	18	9.01E+00	2.1
19	0	1097.02	677	587	1.95	2188.93	2183	13	1.35E+00	8.6
20	0	1293.47	7074	354	2.14	2579.83	2571	18	1.41E+01	1.4
21	0	1345.72	2740	204	2.08	2683.78	2674	19	5.48E+00	2.3
22	0	1368.50	276	119	2.23	2729.09	2722	14	5.52E-01	10.7
23	0	1384.22	2385	189	2.25	2760.37	2751	20	4.77E+00	2.5
24	0	1475.91	396	155	2.29	2942.75	2934	22	7.93E-01	9.5
25	0	1505.20	1255	122	2.36	3001.01	2991	22	2.51E+00	4.1
26	0	1811.07	356	67	2.63	3609.27	3598	23	7.13E-01	8.8

23-JUL - 1992 20:45:48.33

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY  
NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

\*\*\*\*\* SAMPLE PARAMETERS \*\*\*\*\*

Sample id : sample 15 (Fash) Sample weight :  
1.32960E-01 gm  
Project title : MONTERRY PROJECT  
Configuration : QACAL1003  
Acquisition time : 23-JUL-1992 15:34:54.90  
Decay corrected to : 23-JUL-1992 00:00:00.00  
Preset live time : 0 00:08:20.00 Preset real time : 0 00:00:00.00  
Elapsed live time : 0 00:08:20.00 Elapsed real time : 0 00:08:36.45

\*\*\*\*\*

Detector name : TENNELEC40 Ave efficiency : 40.00000  
Calibration date : 23-JUL-1992 11:10:08.86 Geometry : sample changer  
# of iterations : 10 FWHM : 7.76873E-01  
Energy Tolerance : 2.00000 Sensitivity : 10.00000  
KeV/Channel : 5.01788E-01 Start channel : 25  
Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

Energy(KEV)=(-2.14037E+00)+(5.01788E-01) \* Channel+(1.63275E-07)\*Channel\*\*2  
FWHM (KEV) =(7.76873E-01)+(3.67163E-02) \* SQRT(Energy)

\*\*\*\*\*

Pk	It	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	% Err	Fit
1	0	40.09	3036	12517	1.38	84.15	79	10	6.07E+00	7.2	
2	0	47.01	14218	14751	1.66	97.94	92	13	2.84E+01	2.0	
3	5	53.79	3771	6979	1.11	111.47	106	13	7.54E+01	4.1	1.38E+00
4	5	55.25	1409	7812	1.35	114.36	106	13	2.82E+00	12.1	
5	0	74.80	789	7270	1.10	153.33	151	7	1.58E+00	18.5	
6	0	94.64	23222	11590	1.16	192.86	187	12	4.64E+01	1.1	
7	0	103.22	2371	9284	1.26	209.95	205	10	4.74E+00	7.8	
8	0	121.74	10375	9754	1.25	246.87	242	11	2.07E+01	2.1	
9	0	165.82	6380	8208	1.20	334.69	330	10	1.28E+01	2.9	
10	0	279.73	2431	5744	1.48	561.63	558	9	4.86E+00	6.0	
11	0	344.37	1942	4579	1.39	690.40	686	10	3.88E+00	6.9	
12	0	361.75	3183	4388	1.41	725.03	720	10	6.37E+00	4.3	
13	0	388.67	3075	4551	1.45	778.63	774	11	6.15E+00	4.6	
14	0	486.93	1228	3948	1.55	974.34	969	10	2.46E+00	10.1	
15	0	511.02	10727	8814	2.74	1022.33	1013	21	2.15E+01	2.4	
16	0	559.13	3205	4384	1.61	1118.14	1113	10	6.41E+00	4.3	
17	0	633.41	1201	5130	1.54	1266.05	1263	9	2.40E+00	11.3	
18	0	715.29	1066	2500	1.54	1429.09	1424	10	2.13E+00	9.3	

19	0	834.06	1481	2405	1.61	1665.54	1657	15	2.96E+00	7.6	
20	2	841.71	6336	1776	1.89	1680.78	1673	27	1.27E+01	1.8	2.36E+01
21	2	846.87	113721	1591	1.81	1691.03	1673	27	2.27E+02	0.3	
22	0	963.42	4295	1784	1.89	1923.03	1916	14	8.59E+00	2.6	
23	0	1293.40	5276	1470	2.29	2579.68	2570	17	1.06E+01	2.2	
24	0	1368.51	20679	1368	2.23	2729.10	2718	19	4.14E+01	0.8	
25	0	1524.77	5358	1865	2.57	3039.94	3028	25	1.07E+01	2.6	
26	0	1596.30	940	1139	1.99	3182.20	3175	14	1.88E+00	8.4	
27	0	1731.98	1130	847	3.16	3452.00	3443	19	2.26E+00	6.8	
28	0	1810.91	17462	1109	2.62	3608.93	3597	23	3.49E+01	.9	

Apéndice No 3

7-AUG-1992 11: 36: 04. 13

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY  
NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

\*\*\*\*\* SAMPLE PARAMETERS\*\*\*\*\*

Sample id : SAMPLE 5 Sample weight : 8.36300E-02 G  
 Project title : MONTERRY PROJECT LONG COUNT  
 Configuration : GEO0055  
 Acquisition time : 7-AUG-1992 09:41:08.77  
 Decay corrected to : 4-AUG-1992 16:36:00.00  
 Preset live time : 0 00:00:00.00 Preset real time : 0  
 00:45:00.00  
 Elapsed live time : 0 00:41:05.58 Elapsed real time : 0  
 00:45:00.00

Detector name : TENNELEC30 Ave efficiency : 30.00000  
 Calibration date : 29-JUL-1992 11:45:22.37 Geometry : 25 CM  
 # of Iterations : 10 FWHM : 1.69957E+00  
 Energy Tolerance : 2.00000 Sensitivity : 5.00000  
 KeV/Channel : 4.99483E-01 Start channel : 25  
 Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

Energy(KEV)=(1.61774E+00)+(4.99483E-01) \* Channel+(-5.85355E-08)\*Channel\*\*2  
 FWHM (KEV) =(1.69957E+00)+(3.84821E-02) \* SQRT(Energy)

o

Pk	It	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	% Err	Fit
1	10	28.21	65228	22515	3.19	53.23	48	22	2.65E+01	0.8	3.89E +03
2	10	31.45	35001	102180	3.17	59.74	48	22	1.42E+01	2.4	
3	10	34.08	8183	91307	2.22	64.99	48	22	3.32E+00	6.7	
4	0	74.05	81816	249089	3.94	145.02	135	19	3.32E+01	1.5	
5	0	85.27	41116	226749	2.99	167.49	159	18	1.67E+01	2.8	
6	0	158.52	34642	187132	2.60	314.15	308	14	1.41E+01	2.7	
7	0	391.49	6173	118833	2.60	780.62	776	11	2.50E+00	10.9	
8	0	411.74	15010	141787	2.59	821.17	815	13	6.12E+00	5.2	
9	0	438.59	3328	128782	2.23	874.93	871	11	1.35E+00	21.0	
10	0	446.68	63608	191109	2.68	891.13	884	16	2.58E+01	1.6	
11	0	510.83	844787	250825	3.73	1019.60	1007	29	3.43E+02	0.2	
12	0	620.20	35555	91248	2.85	1238.63	1232	15	1.44E+01	1.9	
13	0	657.58	1244426	159267	2.90	1313.49	1300	25	5.05E+02	0.1	
14	0	677.46	137771	114891	2.91	1353.30	1344	20	5.59E+01	0.7	
15	0	686.89	83015	89996	2.92	1372.19	1364	18	3.37E+01	0.9	
16	0	706.55	208439	93447	2.95	1411.55	1401	23	8.45E+01	0.4	
17	0	744.21	55261	55242	2.95	1486.97	1478	19	2.24E+01	1.1	

18	0	763.82	260425	54234	2.98	1526.25	1515	23	1.06E+02	0.3
19	0	817.94	80219	32405	2.95	1634.65	1624	22	3.25E+01	0.7
20	0	884.64	7604465	364433	3.06	1768.23	1755	26	3.08E+02	0.1
21	0	937.47	342171	26420	3.08	1874.05	1861	26	1.39E+02	0.2
22	0	1117.67	3224	19120	3.57	2231.06	2222	18	1.31E+00	10.2
23	0	1334.82	845	6789	3.23	2670.00	2661	19	3.39E-01	20.0
24	0	1345.54	5516	8189	3.33	2691.47	2680	23	2.24E+00	3.9
25	0	1384.16	179676	7438	3.49	2768.83	2754	29	7.29E+01	0.3
26	0	1421.25	607	2250	3.81	2843.14	2833	18	2.46E-01	16.4
27	0	1475.59	28045	28045	3.59	2952.02	2937	30	1.14E+01	0.8
28	0	1504.86	89328	89328	3.61	3010.65	2995	33	3.62E+01	0.4
29	0	1541.23	1726	1726	3.34	3083.53	3069	28	7.00E-01	5.0
30	0	1562.07	7826	7826	3.54	3125.27	3110	29	3.17E+00	1.5
31	0	1593.78	932	932	3.80	3188.81	3175	27	3.78E-01	7.9
32	0	1820.23	464	464	3.02	3642.54	3628	27	1.88E-01	10.8
33	0	2040.89	175	156	3.33	4084.71	4079	12	7.12E-02	14.5





15	0	159.43	1457	24699	2.37	315.97	311	10	5.50E-01	20.4	
16	0	208.68	3052	32062	3.00	414.58	409	13	1.15E+00	12.2	
17	0	227.97	3346	32309	2.68	453.20	447	13	1.26E+00	11.2	
18	0	277.19	2913	25661	1.89	551.75	546	12	1.10E+00	25.6	
19	0	282.24	1086	21630	1.66	561.86	558	10	4.10E-01	15.8	
20	0	293.18	2016	24748	1.76	583.76	578	12	7.61E-01	8.9	
21	0	312.25	4126	29339	2.89	621.95	616	14	1.56E+00	19.8	
22	0	320.18	1447	21481	2.32	637.82	633	11	5.46E-01	1.1	
23	0	328.74	39600	30967	2.65	654.96	647	17	1.49E+01	1.1	
24	0	344.52	2492	24690	3.41	686.56	680	14	9.40E-01	13.5	
25	0	396.20	3224	19437	2.78	790.05	783	15	1.22E+00	9.6	
26	0	432.35	4270	17337	2.72	862.44	855	15	1.61E+00	6.9	
27	4	479.67	3327	17498	3.83	957.21	949	32	1.26E+00	9.2	2.23E+00
28	4	486.90	62807	16992	2.78	971.69	949	32	2.37E+01	0.6	
29	0	510.87	40177	22720	3.58	1019.68	1007	24	1.52E+01	1.1	
30	3	559.00	86341	15838	2.77	1116.07	1103	32	3.26E+01	0.5	5.55E+00
31	3	563.65	8867	16078	3.24	1125.38	1103	32	3.35E+00	4.5	
32	0	618.61	1565	12385	2.71	1235.45	1229	15	5.91E-01	15.6	
33	0	629.88	2652	13036	2.65	1258.01	1250	16	1.00E+00	7.8	
34	0	656.86	11007	13970	2.90	1312.05	1303	18	4.15E+00	2.7	
35	0	685.74	2288	11496	2.86	1369.89	1362	16	8.63E-01	10.7	
36	0	751.52	4742	11768	2.73	1501.62	1492	20	1.79E+00	5.9	
37	0	776.70	1381	9467	2.42	1552.04	1545	15	5.21E-01	15.6	
38	0	815.73	20905	12956	3.00	1630.22	1620	21	7.89E+00	1.5	
39	0	834.07	8148	10540	3.03	1666.96	1658	17	3.08E+00	3.1	
40	0	841.56	5358	9306	3.17	1681.94	1675	15	2.02E+00	4.2	
41	0	867.83	4927	10579	2.92	1734.57	1726	17	1.86E+00	5.1	
42	4	889.31	23098	11661	3.00	1777.60	1768	25	8.72E+00	1.3	1.39E+01
43	4	894.30	623	7114	2.18	1787.59	1768	25	2.35E-01	27.3	
44	3	919.43	2260	8922	3.46	1837.91	1831	28	8.53E-01	9.3	1.34E+00
45	3	925.30	5836	10901	3.11	1849.67	1831	28	2.19E+00	4.5	
46	0	963.40	4530	11380	2.92	1925.99	1917	19	1.71E+00	5.9	
47	0	1099.18	5769	14810	3.35	2197.97	2188	20	2.18E+00	5.3	
48	0	1120.49	19996	19946	3.19	2240.65	2228	25	7.55E+00	2.0	
49	0	1172.74	944	9874	3.24	2345.31	2338	17	3.56E-01	20.8	
50	2	1212.82	1386	6852	2.66	2425.60	2419	24	5.23E-01	11.6	2.46E+00
51	2	1216.19	3494	8735	2.98	2432.36	2419	24	1.32E+00	5.7	
52	0	1228.62	936	7860	2.64	2457.25	2429	17	3.53E-01	18.8	
53	0	1291.51	3636	6986	3.32	2583.23	2574	18	1.37E+00	4.9	
54	0	1332.15	857	6598	2.79	2664.64	2657	17	3.24E-01	19.0	
55	0	1368.57	139758	11567	3.45	2737.60	2722	31	5.27E+01	0.3	
56	0	1524.57	16858	3684	3.61	3050.14	3036	27	6.36E+00	1.2	
57	0	1596.01	48063	3650	3.70	3193.28	3178	30	1.81E+01	0.6	
58	0	1731.17	9258	3121	4.10	3464.09	3451	27	3.49E+00	1.8	

Apéndice No. 5

7-AUG-1992 11:34:57

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY  
NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

\*\*\*\*\* SAMPLE PARAMETERS \*\*\*\*\*

Sample id : SAMPLE 25 Sample weight : 1.00000E+00 G  
 Project title : MONTERRY PROJECT LONG COUNT  
 Configuration : Blanco GEO0041 Irradiacion 4 horas  
 Acquisition time : 6-AUG-1992 22:45:42.33  
 Decay corrected to : 4-AUG-1992 16:36:00.00  
 Preset live time : 0 00:00:00.00 Preset real time : 0 00:45:00.00  
 Elapsed live time : 0 00:44:54.35 Elapsed real time : 0 00:45:00.00

\*\*\*\*\*

Detector name : TENNELEC30 Ave efficiency : 30.00000  
 Calibration date : 29-JUL-1992 11:45:22.37 Geometry : 25 CM  
 # of Iterations : 10 FWHM : 1.69957E+00  
 Energy Tolerance : 2.00000 Sensitivity : 5.00000  
 KeV/Channel : 4.99483E-01 Start channel : 25  
 Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

Energy(KEV)=(1.61774E+00)+(4.99483E-01) \* Channel+(-5.85355E-08)\*Channel\*\*2  
 FWHM (KEV)=(1.69957E+00)+(3.84821E-02) \* SQRT(Energy)

\*\*\*\*\*

Pk	It	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err	Fit
1	0	1291.71	490	587	2.93	2583.63	2573	23	1.82E-01	12.1	

Apéndice No 6

3-AUG-1992 15:48:56

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY  
 NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

\*\*\*\*\* SAMPLE PARAMETERS \*\*\*\*\*

Sample id : Sample -0 (blank) Sample weight : 1.00000E+00 g  
 Project title : MONTERRY PROJECT  
 Configuration : Blanco QACAL1011 Irradiacion 10 minutos  
 Acquisition time : 23-JUL-1992 18:00:52.06  
 Decay corrected to : 23-JUL-1992 17:16:00.00  
 Preset live time : 0 00:08:20.00 Preset real time : 0 00:00:00.00  
 Elapsed live time : 0 00:08:20.00 Elapsed real time : 0 00:08:20.93

\*\*\*\*\*

Detector name : TENNELEC40 Ave efficiency : 40.00000  
 Calibration date : 23-JUL-1992 11:10:08.86 Geometry : sample changer  
 # of Iterations : 10 FWHM : 7.76873E-01  
 Energy Tolerance : 2.00000 Sensitivity : 10.00000  
 KeV/Channel : 5.01788E-01 Start channel : 25  
 Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

Energy(KEV) = (-2.14037E+00) + (5.01788E-01) \* Channel + (1.63275E-07) \* Channel\*\*2  
 FWHM (KEV) = (7.76873E-01) + (3.67163E-02) \* SQRT(Energy)

\*\*\*\*\*

Pk	It	Energy	Area	Bkgnd	FWHN	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err	Fit
1	0	1293.45	9530	100	2.64	2569.79	2569	16	1.91E+01	11.6	





23-JUL-1992 11:37:54.99

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY  
NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

\*\*\*\*\* SAMPLE PARAMETERS \*\*\*\*\*

Sample id : CALIB SOURCE Sample weight : 1.00000E+00 g  
Project title :  
Configuration : CALIBRATION OF TENNELC40  
Acquisition time : 23-JUL-1992 11:12:49.03  
Decay corrected to : 6-DEC-1991 00:00:00.00  
Preset live time : 0 00:05:00.00 Preset real time : 0 00:00:00.00  
Elapsed live time : 0 00:05:00.00 Elapsed real time : 0 00:05:01.31

\*\*\*\*\*

Detector name : TENNELEC40 Ave efficiency : 40.00000  
Calibration date : 23-JUL-1992 11:10:07.13 Geometry : sample changer  
# of Iterations : 10 FWHM : 7.76873E-01  
Energy Tolerance : 2.00000 Sensitivity : 10.00000  
KeV/Channel : 5.01788E-01 Start channel : 25  
Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

$$\text{Energy(KEV)} = (-2.14037E+00) + (5.01788E-01) * \text{Channel} + (1.63275E-07) * \text{Channel}^2$$

$$\text{FWHM (KEV)} = (7.76873E-01) + (3.67163E-02) * \text{SQRT}(\text{Energy})$$

\*\*\*\*\*

Pk	It	Energy	Area	Bkgnd	FWHN	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err	Fit
1	0	39.80	3079	1937	1.44	83.57	77	12	1.03E+01	3.4	
2	5	45.42	1274	722	1.11	94.78	90	21	4.25E+00	4.5	4.39E-01
3	5	46.75	281	406	0.80	97.42	90	21	9.37E-01	16.1	
4	0	121.75	14355	1104	1.28	246.88	240	14	4.78E+01	1.0	
5	0	244.67	2769	460	1.34	491.79	486	11	9.23E+00	2.5	
6	0	295.59	146	301	1.27	593.22	588	11	4.87E-01	24.4	
7	0	344.35	7559	323	1.39	690.35	682	14	2.52E+01	1.3	
8	0	367.68	218	253	1.31	736.83	731	12	7.28E-01	16.7	
9	0	411.39	589	212	1.44	823.88	818	14	1.96E+00	6.8	
10	0	444.08	768	204	1.49	889.00	882	15	2.56E+00	5.7	
11	0	778.91	1900	227	1.69	1555.75	1547	16	6.33E+00	2.9	
12	0	867.46	568	206	1.69	1732.02	1725	15	1.89E+00	7.2	
13	0	964.09	1890	166	1.86	1924.38	1915	19	6.30E+00	2.8	
14	3	1085.83	1130	71	2.10	2166.66	2156	26	3.77E+00	3.4	6.03E-01
15	3	1089.74	201	54	2.29	2174.44	2156	26	6.68E-01	14.9	
16	0	1111.95	1505	159	1.96	2218.64	2208	22	5.02E+00	3.4	
17	0	1212.86	147	49	2.03	2419.45	2413	13	4.91E-01	13.4	
18	0	1299.15	158	20	1.67	2591.13	2582	16	5.25E-01	9.9	
19	0	1408.06	1964	42	2.38	2807.79	2798	20	6.55E+00	2.4	
20	0	1457.78	36	17	1.24	2906.69	2900	13	1.19E-01	32.8	

## **XI. Bibliografía**

- 1.- Williams. Lyon, Jr Guide to Activation Analysis, D. Van Nostrand Company, Inc. 1964
  
- 2.- Paul Kruger, Principles of Activation Analysis, Wiley-Interscience 1970
  
- 3.- William R. Corliss, Neutron Activation Analysis, Usaec Division of Technical Information Extension 1964
  
- 4.- Price J. William, Nuclear Radiation Detection, McGraw-Hill, Series in Nuclear Engineering.
  
- 5.-Activation Analysis Using Triga Reactor, High-Resolution Gamma Spectrometer and Computer, Radiochemistry Research Laboratory, the Dow Chemical Co. Cidland, Mich.
  
- 6.- Bowen, H.J.M., and Gibbons, D. Radiactivation Analysis, Oxford at the Claredon Press.
  
- 7.- Taylor, Denis, Neutron Irradiation and Activation Analysis, D. Van Nostrand Company, Inc.

8. De Soete, D., R. Gijbels, and J. Hoste (1972). Neutron Activation Analysis. Jhon Wiley and Sons: New York.
  
9. New Dental Materials. Edited by Paul G. Stecher Noyes Data Corporation, 1980.
  
10. Science of Dental Materials, Ralph W. Phillips. W.B. Sannders Company, 1982..



