

UNIVERSIDAD AUTONOMA DE NUEVO LEON

FACULTAD DE CIENCIAS FISICO-MATEMATICAS

DIVISION DE ESTUDIOS DE POSTGRADO



CUANTIFICACION DE COBALTO, ANTIMONIO Y MOLIBDENO
EN MINERALES CON MATRIZ DE ZINC UTILIZANDO LA
TECNICA DE ANALISIS POR ACTIVACION CON NEUTRONES.

TESIS

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

PRESENTA

GILBERTO REYES CALDERON

MONTERREY, N. L.

NOVIEMBRE DE 1993

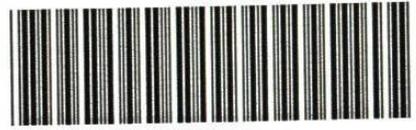
TM

Z665

FCFM

1993

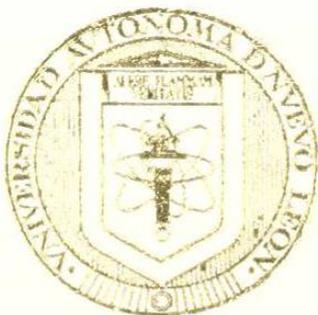
R4



1020091224

UNIVERSIDAD AUTONOMA DE NUEVO LEON

FACULTAD DE CIENCIAS FISICO-MATEMATICAS
DIVISION DE ESTUDIOS DE POSTGRADO



CUANTIFICACION DE COBALTO, ANTIMONIO Y MOLIBDENO
EN MINERALES CON MATRIZ DE ZINC UTILIZANDO LA
TECNICA DE ANALISIS POR ACTIVACION CON NEUTRONES.

TESIS

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

PRESENTA

GILBERTO REYES CALDERON

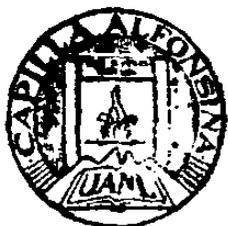


2025 001409

MONTERREY, N. L.

NOVIEMBRE DE 1993

TM
26651
FCFM
1993
R4



FONDO TESIS

32089

AGRADECIMIENTOS

Agradezco infinitamente la asesoría de los maestros DR. FEDERICO ANGEL RODRIGUEZ GONZALEZ y M. en C. CARLOS FLORES JAUREGUI, ambos catedráticos, de la División de Estudios Superiores de la Facultad de Ciencias Físico-Matemáticas de la Universidad Autónoma de Nuevo León.

Agradezco también al DR. FELIB Y. ISKANDER, Gerente de Servicios Analíticos Nucleares del Balcones Research Center del Departamento de Ingeniería Mecánica de la Universidad de Texas en Austin, Texas., por el apoyo en la parte experimental.

Quiero también agradecer al M. en C. HECTOR RENE VEGA CARRILLO por sus consejos y recomendaciones.

A Refractarios Mexicanos por su interés en el método de análisis por Activación con Neutrones.

Gracias a la buena disposición de todas estas personas he podido aprender algo más que Ingeniería Nuclear. Y gracias a personas como ellas podemos esperar cada día un mundo mejor.

GILBERTO REYES CALDERON

Dedicatoria

A Hilda Guadalupe Gaytán de León

GILBERTO REYES CALDERON

INDICE

I.- INTRODUCCION.	
A.- Antecedentes...	1
B.- Objetivo	4
C.- Método	4
II.- TEORIA DEL ANALISIS POR ACTIVACION CON NEUTRONES.	
A.- Descripción básica del método	5
B.- Neutrones térmicos	10
C.- Reacciones nucleares	12
D.- Decaimiento radiactivo	13
E.- Identificación de isótopos radiactivos	18
III.- EQUIPO EXPERIMENTAL.	
A.- Reactor Nuclear	21
B.- Sistema de Detección	24
C.- Sistema de Cómputo	24
IV.- PROCEDIMIENTO EXPERIMENTAL.	
A.- Preparación de Muestras	26
B.- Condiciones Experimentales de la Irradiación	27
C.- Detección y Medición	27
V.- RESULTADOS.	
A.- Cálculos..	29
B.- Conclusiones	36
C.- Recomendaciones	36
VI.- APENDICES.	
A.- Datos de la Irradiación de la Muestra.....	37
B.- Datos de la Irradiación del Estándard.....	41
VII.- BIBLIOGRAFIA	46

I.- INTRODUCCION

A.- ANTECEDENTES.-

En la actualidad los métodos de análisis físicos han logrado un desarrollo tecnológico que les permite competir con seguridad, rapidez y economía con los métodos químicos. En muchos casos y aplicaciones son preferibles los métodos físicos por su exactitud y alcance. Entre estos métodos se incluye el uso de los neutrones con los que se efectúan: radiografías, análisis de superficies y el análisis por Activación Neutrónica que es justamente el método que se utilizará para este trabajo de tesis.

El análisis por activación con neutrones (AAN) es uno de los métodos mas sensibles usados para medir la concentración de cantidades (a nivel de trazas) de muchos elementos. El análisis se basa en bombardear una muestra con neutrones, con lo que resulta un isótopo radiactivo del elemento de interés. Los rayos gamma emitidos por el isótopo radiactivo son entonces analizados. La energía asociada con la radiación es característica del isótopo radiactivo, y esto se usa para la identificación del elemento, es decir, un análisis cualitativo. El número de rayos gamma emitidos se correlaciona con el número de átomos presentes en la muestra, es decir, un análisis cuantitativo.

La cantidad requerida de muestra (1 μg a unos cuantos gramos) se coloca en un recipiente limpio de polietileno y se

sella. Se preparan de la misma forma los estándares (proporcionados por el Instituto Nacional de Estándares y Tecnología de los Estados Unidos de América) con los que se compara la muestra. Las muestras y los estándares se irradian con neutrones provenientes de un reactor nuclear. La radiactividad inducida en la muestra se compara con la del estándar usando un moderno sistema de cómputo. El tiempo de irradiación, tiempo de decaimiento (tiempo entre la irradiación y el conteo) y el tiempo de conteo son una función del elemento que se va medir y pueden ser optimizados maximizando la actividad inducida y minimizando la interferencia de otros elementos. El método por Activación con Neutrones es de uso común para medir concentraciones de elementos (a nivel de trazas) en matrices complejas tales como tejido animal y humano, carbón, cenizas, petróleo, sedimentos de río, aguas de deshecho, depósitos geológicos, papel, metales de alta pureza, sangre, orina, excrementos, tabaco, rocas, alimento de animales, detergentes y cereales. Típicamente el límite de detección para elementos libre de señales de interferencia se puede dividir en tres grupos:

Límite de detección	Elementos
< 0.01 mg	Al, Sb, Ar, As, Br, Cs, Co, Cu, Dy, Er, Eu, Ga, Ge, Au, Ho, In, I, Ir, Kr, La, Lu, Mn, Pd, Pr, Re, Rh, Sm, Ag, Na, Sr, Ti, W, U, V, Yb, Y.
0.01 - 0.1 mg	Ba, Cd, Cl, Gd, Hf, Hg, Mo, Ni, Os, Pt, K, Ru, Sc, Si, Ta, Te, Tb, Th, Tm, Xe.
> 0.1 mg	Bi, Ca, Ce, Cr, F, Fe, Mg, Nd, Ne, Nb, Rd, Ru, Se, Ti, Zn, Zr.

En la elaboración de productos terminados intervienen muchos elementos. A veces, se utiliza chatarra como materia prima para la obtención de aleaciones con las que después se fabrican utensilios, herramientas y equipos. Tal es el caso del aluminio, zinc y acero. Muchas veces, a la aleación (obtenida de la chatarra) se le agregan elementos (cobre, hierro, etc.) para conseguir la aleación deseada.

En el caso de los minerales extraídos de las minas, generalmente, vienen en forma de menas que contienen gran variedad de elementos, de los cuales se toman los de valor y se desechan los demás. Hay un compromiso económico entre lo que se puede y lo que se debe explotar. Algunas veces es necesario separar uno o varios elementos del mineral para poder colocarlo como materia prima. También hay elementos caros que vale la pena recuperar del mineral.

La empresa Refractarios Mexicanos (Refmex), ubicada en Ramos Arizpe, Coah. se dedica a la fabricación de ladrillo y camisa refractaria. Esta empresa es parte del Grupo Peñoles que beneficia minerales valiosos y cuentan con varias minas en el norte de la República Mexicana. Una de las moliendas de una mina de Durango que abastecen de materia prima a Refmex se interesa en conocer la composición de un mineral en una matriz de zinc para ver la factibilidad de separar los elementos valiosos.

B.- OBJETIVO

El objetivo de esta tesis es determinar cualitativa y cuantitativamente la presencia de los elementos cobalto, antimonio y molibdeno en un mineral con matriz de zinc, llamado por Refmex cemento zinc-cobalto., utilizando la técnica de Análisis por Activación con Neutrones.

C.- METODO.

Dada la sensibilidad del método de análisis por Activación con Neutrones y que los elementos que se pretende determinar están en el rango de detección se opta por este método.

La parte experimental se efectuó en el Laboratorio de Enseñanza de Ingeniería Nuclear del Centro de Investigación Balcones, perteneciente a la Universidad de Texas en Austin, Texas., E.U.A.

II.- TEORIA DEL ANALISIS POR ACTIVACION CON NEUTRONES

A.- DESCRIPCION BASICA DEL METODO.

El análisis por Activación con Neutrones se basa en la producción de núclidos radiactivos que se obtienen a partir de núclidos estables, que se han sometido a radiación por un flujo de neutrones, protones, deuterones o una radiación de alta energía (rayos γ ó rayos X). Generalmente la muestra se somete a un flujo de neutrones producidos en un reactor nuclear. Existen tres formas principales para el análisis por este método.

1.- INSTRUMENTAL

Este método es preferible cuando sea aplicable, ya que es rápido y no destructivo. Se requiere que los fotopicos de interés sean discernibles en el espectro obtenido de la muestra.

2.- ANALISIS COMPUTACIONAL DE ESPECTROS COMPLEJOS DE RAYOS GAMMA

Este método ofrece una alternativa a la forma anterior. Este método determina elementos en los espectros complejos en forma rápida y precisa.

3.- SEPARACION RADIOQUIMICA

Cuando los dos métodos anteriores no pueden ser aplicados para resolver un problema particular debido a interferencias, se justifican las separaciones radioquímicas.

El método de análisis por Activación con Neutrones consiste de los siguientes pasos fundamentales:

- 1.- Selección de una reacción nuclear óptima.
- 2.- Preparación de la muestra para la irradiación.
- 3.- Irradiación de la muestra.
- 4.- Conteo del decaimiento de la muestra irradiada.
- 5.- Análisis de resultados.

A continuación se describirá brevemente cada uno de estos pasos:

1.- SELECCION DE UNA REACCION NUCLEAR OPTIMA

Depende del isótopo, la partícula de bombardeo y de la muestra que se va a analizar. La reacción más utilizada es captura radiactiva (n, γ) que ocurre con la mayoría de los isótopos con diferentes probabilidades para cada uno de ellos.

2.- PREPARACION DE LA MUESTRA PARA IRRADIACION

La muestra se debe preparar adecuadamente y puesta en un contenedor antes de ser irradiada. Se deben extremar

precauciones para no contaminarla ya que este método de análisis es tan sensible que puede detectar trazas de elementos no detectables por métodos químicos. La preparación de la muestra se debe hacer en cuartos limpios utilizando instrumentos libres de cualquier contaminante y guantes de plástico. El contenedor en que se ponga la muestra debe cumplir los siguientes requisitos:

- 1.- Alta resistencia térmica a la radiación.
- 2.- Bajo contenido de elementos que se conviertan en radiactivos.
- 3.- Fácil de manejar.

3.- IRRADIACION DE LA MUESTRA

En la irradiación de la muestra y el estándar se utiliza el soporte giratorio de muestras del reactor, el cual está sometido a un flujo de aproximadamente $1.1 * 10^{13}$ neutrones/cm²-seg. La muestra se irradia por un determinado tiempo y se retira del soporte giratorio para hacer el conteo.

4.- CONTEO DE LA MUESTRA IRRADIADA

Los factores que influyen en la actividad final de una muestra se dan por la ecuación

$$A = N \sigma \phi (1 - e^{-\lambda t_1}) \quad (1)$$

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

Donde

A = Actividad inducida presente al final de la irradiación

N = Número de átomos blanco presentes

σ = Sección eficaz de captura (cm^2)

ϕ = Flujo de irradiación (neutrones/ cm^2 -seg)

t_1 = Tiempo de irradiación

$t_{1/2}$ = Período de desintegración

λ = Constante de desintegración

La actividad inducida en la muestra al ser irradiada es proporcional a la cantidad de átomos del elemento que se activa y que se interesa conocer.

5.- ANALISIS DE RESULTADOS

Se analizan los resultados obtenidos y se efectúan las conclusiones pertinentes a cada caso. A veces se hace una comparación con otros métodos de análisis para corroboración de resultados.

La sensibilidad del análisis depende de factores teóricos y prácticos:

- 1.- Sección eficaz de captura del núcleo blanco para la reacción fotoneutrónica.
- 2.- Vida media del isótopo radiactivo producido.
- 3.- Tiempo disponible para la irradiación de la muestra que se va a analizar.
- 4.- Flujo de neutrones a que se expone la muestra.
- 5.- Rapidez con que se hagan las mediciones del decaimiento y la eficiencia de estas mediciones.
- 6.- Posible interferencia debido a la presencia de radiación de otros elementos no considerados en el análisis.

Entre las ventajas de este método se pueden citar:

- 1.- Tiene una alta sensibilidad.
- 2.- El análisis no es destructivo.
- 3.- Se puede detectar más de un elemento a la vez.
- 4.- Se pueden identificar diferentes isótopos de un mismo elemento.
- 5.- Los resultados son rápidos.
- 6.- El estado de la muestra es indistinto.

Entre las desventajas:

- 1.- Se requiere de un equipo bastante caro para una sólo aplicación.

2.- El método no es conveniente para elementos de vida media muy grande.

B.- NEUTRONES TERMICOS.

En un reactor nuclear se producen neutrones de alta energía, los cuales se moderan a energías térmicas (menores de 0.02 ev a 20 °C con velocidades aproximadas de 2200 m/seg.) y una vez en ese estado la velocidad de los neutrones sigue la ley de distribución de Maxwell, que se indica

$$N(v) dv = 4\pi N \left[\frac{m}{2\pi KT} \right]^{3/2} v^2 e^{-\left[\frac{mv^2}{2KT} \right]} dv \quad (3)$$

Donde

N = Número total de neutrones por unidad de volumen.

$N(v)dv$ = Número de neutrones por unidad de volumen, cuya velocidad esta comprendida entre v y v+dv.

m = Masa del neutrón.

K = Constante de Boltzmann.

T = Temp. absoluta del medio en °K.

La energía cinética (E_0) de los neutrones a la velocidad más probable (v_0) sería

$$E_0 = \frac{mv^2}{2} = KT = 1.38 \times 10^{-16} T \text{ ergios} \quad (4)$$

el valor de v_0 a la temperatura ambiente es de 2198 m/seg y

es dado por

$$v_0 = \sqrt{\frac{2KT}{m}} \quad (5)$$

la energía de los neutrones, en ev correspondiente a v_0 sería

$$E_0(\text{ev}) = 8.61 \times 10^{-5} T \quad (6)$$

Y la distribución de la energía de los neutrones se indicaría por

$$N(E) dE = 2\pi N (KT)^{-2/3} e^{-E/KT} E^{1/2} dE \quad (7)$$

donde

$N(E)dE$ = Número de neutrones por unidad de volumen con energías cinéticas comprendidas entre E y $E + dE$.

De lo anterior se puede inferir la ecuación de distribución del flujo para los neutrones térmicos, lo cual es el producto de la densidad de neutrones $N(v)$ por su velocidad v

$$N(v) v dv = \left[\frac{4\pi}{\pi^{1/2} v_0^3} \right] v^3 e^{-\left(\frac{v^2}{v_0^2}\right)} dv \quad (8)$$

El flujo se expresa en neutrones/cm²-seg y se puede describir como el número de neutrones que atraviezan una superficie de un cm² perpendicular al haz de neutrones por unidad de tiempo. En un reactor nuclear el flujo Nv es isótropo (los neutrones pueden atravesar esa superficie en cualquier dirección con la misma probabilidad) y por lo tanto el número de neutrones que atraviezan la unidad de superficie por segundo es $Nv/2$.

C.- REACCIONES NUCLEARES.

La reacción entre un neutrón y un núcleo de un átomo produce una combinación de fragmentos de átomo, partículas α , partículas β , protones, rayos gamma y neutrones. Esto depende del núcleo bombardeado. En seguida se muestra el comportamiento general de unas reacciones nucleares de importancia

Reacción	Descripción
1). (n, α)	${}_0n^1 + {}_zX^A \rightarrow [{}_zX^{A+1}] \rightarrow {}_{z-2}X^{A-3} + {}_2He^4$
2). (n, p)	${}_0n^1 + {}_zX^A \rightarrow [{}_zX^{A+1}] \rightarrow {}_{z-1}X^A + {}_1H^1$
3). (n, γ)	${}_0n^1 + {}_zX^A \rightarrow [{}_zX^{A+1}] \rightarrow {}_zX^{A+1} + \gamma$
4). (n, 2n)	${}_0n^1 + {}_zX^A \rightarrow [{}_zX^{A+1}] \rightarrow {}_zX^{A-1} + {}_0n^1 + {}_0n^1$

En la que Z representa el número atómico y A el número másico. La reacción utilizada en el análisis por activación neutrónica es del tipo número tres, en la que

un neutrón golpea y queda absorbido en un núcleo atómico, este a su vez dispara un rayo γ que es característico del átomo en cuestión.

En un reactor nuclear al efectuarse la fisión de los núcleos los neutrones se producen en un rango de energías de 0.1 a 20 Mev, estos neutrones se separan en tres grupos: neutrones rápidos con energías mayores de 0.1 Mev, epitérmicos con energías entre 0.2 ev y 0.1 Mev, y neutrones térmicos con energías menores de 0.02 ev.

En el corazón del reactor la mayoría de los neutrones son de alta energía, pero al ir chocando consecutivamente con los núcleos del moderador bajan sus energías al nivel epitérmico y térmico.

D.- DECAIMIENTO RADIOACTIVO.

El decaimiento radiactivo de un radioisótopo es un evento que ocurre en forma espontánea y es independiente del comportamiento de otros radionúclidos o condiciones del medio ambiente como presión y temperatura.

La probabilidad de que un radioisótopo decaiga en un intervalo de tiempo es una constante (característica del isótopo) λ , llamada constante de decaimiento, y la

actividad se define por

$$A = \lambda N \quad (9)$$

donde

A = Actividad del isótopo expresada en unidades de Curie = $7 * 10^{10}$ desintegraciones por seg. (dps) o el Bequerelio que es igual a una dps.

Si en un tiempo dado se tiene una desintegración por segundo de $N(t)$ núcleos de un solo isótopo radiactivo, entonces esta cantidad variará en el tiempo según la ecuación

$$\frac{dN(t)}{dt} = -\lambda N(t) \quad (10)$$

la cual al resolverse se obtiene

$$N(t) = N(0) e^{-\lambda t} \quad (11)$$

donde

$N(t)$ = Número de núcleos radiactivos al instante t

$N(0)$ = Número de núcleos radiactivos al instante $t=0$

Otra forma de caracterizar un radioisótopo es con el período de desintegración ($t_{1/2}$) que es el tiempo en el que el número de núcleos radiactivos decaen a la mitad de su

valor inicial $N(0)$, lo cual se expresa como

$$N(t_{1/2}) = \frac{N_0}{2} = N_0 e^{-\lambda t_{1/2}} \quad (12)$$

de donde

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

De la ecuación (10) y (11) se tiene

$$\frac{dN(t)}{dt} = -\lambda N(t) e^{-\lambda t} = -\lambda N(t) \quad (13)$$

De aquí se observa que la actividad, valor absoluto de la ecuación (13), disminuye con la misma razón de decaimiento exponencial que el número de núcleos radiactivos. Al cabo de una vida media y dos vidas medias queda el 50% y 25% respectivamente del número de isótopos inicialmente presentes. Y al cabo de n vidas medias habra $(1/n)\%$ del isótopo.

El decaimiento radiactivo más común al efectuarse la activación con neutrones térmicos son la emisión de partículas beta (β^-), positrón (β^+), fotón (γ) y la captura electrónica orbital.

Las partículas beta exhiben un espectro continuo de energía que va desde cero hasta un valor máximo, que caracteriza al radionúclido, esas energías son menores que 2.5 Mev. La radiación gamma es radiación electromagnética de onda corta

de frecuencia y energía altas. Los rayos gamma físicamente son similares a los rayos X. No obstante, los rayos gamma provienen del núcleo atómico y son de alta energía mientras que los rayos X se originan fuera del núcleo atómico y son de menor energía.

Si se considera una muestra que contiene N_a núcleos de un isótopo estable A, el cual es bombardeado con un flujo de neutrones ϕ , se produce un núcleo B que es radiactivo y tiene una constante de decaimiento λ_B . La razón de formación del núclido B se da por

$$\frac{dN_B}{dt} = \sigma_{act} N_a \phi \quad (14)$$

Donde σ_{act} es la sección eficaz microscópica de activación, que es característica del núclido para neutrones de una energía determinada. σ_{act} representa la probabilidad de que el núcleo sea activado por neutrones térmicos. La razón de formación se expresa como el número de núcleos formados por segundo y el flujo de neutrones se expresa como el número de neutrones que atraviezan una muestra de 1 cm^2 por segundo. σ_{act} tiene unidades de cm^2 , y generalmente se expresa en barns ($1 \text{ b} = 10^{-24} \text{ cm}^2$).

El radioisótopo B decae según

$$\frac{dN_B}{dt} = -\lambda_B N_B \quad (15)$$

Durante el tiempo de bombardeo por neutrones térmicos, el cambio neto del número de núcleos radiactivos se da por

$$\frac{dN_B}{dt} = \sigma_{act} N_a \phi - \lambda_B N_B \quad (16)$$

Cuando $N_B = 0$ en $t = 0$ se tiene

$$N_B = \frac{\sigma_{act} N_a \phi}{\lambda_B} [1 - \exp^{-\lambda_B t}] \quad (17)$$

La actividad de B, A_B , durante el bombardeo se da por

$$A_B = \lambda_B N_B = \sigma_{act} N_a \phi [1 - \exp^{-\lambda_B t}] \quad (18)$$

Si el bombardeo de neutrones solo se efectúa en una fracción de la vida media de B, la actividad se da por

$$A_B = \frac{0.693 \sigma_{act} N_a \phi t}{t_{1/2}} \quad (19)$$

Si el bombardeo de neutrones se suspende después de un período de tiempo t_B

$$(A_B) t_B = \sigma_{act} N_a \phi [1 - \text{Exp}(-\lambda_B t_B)] \quad (20)$$

si después de concluído el bombardeo transcurre un tiempo (t_d) de enfriamiento, la actividad a ese tiempo es dada por

$$A_{t_d} = \sigma_{act} N_a \phi [1 - \text{Exp}(-\lambda_B t_B)] \text{Exp}(-\lambda_B t_d) \quad (21)$$

E.- IDENTIFICACION DE ISOTOPOS RADIATIVOS

De la ecuación (21) N_a corresponde a los núcleos de un isótopo estable que se encuentra en la muestra de análisis, y su valor se da por

$$N_a = \frac{f W N_a}{M} \quad (22)$$

donde

N_a = Número de Avogadro $6.02 * 10^{23}$ átomos/mol.

W = Peso del elemento en gramos.

f = Abundancia fraccional de un núclido blanco.

M = Peso atómico del elemento

De las ecuaciones (21) y (22) se tiene

$$W = \frac{M (A_B) T}{f \sigma_{act} \phi N_0} \cdot \frac{\text{Exp} (\lambda_B t_d)}{[1 - \text{Exp} (-\lambda_B t_i)]} \quad (23)$$

donde

t_i = Tiempo de irradiación.

t_d = Tiempo de decaimiento.

T = La suma de los tiempos de irradiación y decaimiento.

Si el tiempo en que se realiza el conteo es grande comparado con la vida media del elemento radiactivo, entonces es necesario considerar un factor de corrección expresado por

$$F = (1 - e^{-\lambda t_c})$$

el cual multiplicará el lado derecho de la ecuación (23), donde t_c es el tiempo de conteo.

Para determinar el peso del elemento (W) se utiliza un método comparativo usando estándares, es decir se irradian dos muestras (una de composición conocida y la muestra que se va a analizar) y se dejan decaer para después efectuar el conteo bajo las mismas condiciones. El peso del elemento

en la muestra de análisis (W_x) viene dado por

$$W_x = W_s \frac{C_x}{C_s} \quad (24)$$

donde

W_s = Peso del elemento en el estándar.

C_x = La razón de conteo en la muestra.

C_s = La razón de conteo en el estándar.

III.- EQUIPO EXPERIMENTAL

Como se indicó anteriormente la parte experimental de este trabajo de tesis se efectuó en el Laboratorio de Enseñanza Nuclear del Centro de Investigación Balcones de la Universidad de Texas en Austin. En esta fase experimental se utilizó el siguiente equipo:

- A.- Reactor Nuclear.
- B.- Sistema de detección.
- C.- Sistema de cómputo

A continuación se describe brevemente cada uno de estos equipos.

A.- REACTOR NUCLEAR.

El reactor TRIGA MARK II es un reactor de investigación inherentemente seguro y versátil, concebido y desarrollado por la General Atomics para cumplir con requerimientos de educación e investigación. El reactor TRIGA proporciona suficiente potencia y flujo neutrónico para un trabajo compensivo y fructoso en muchos campos de la ciencia que incluyen la física, química, ingeniería, medicina y metalurgia. La palabra TRIGA significa Training, Research, Isotope Production, General Atomics.

El reactor TRIGA puede operar a niveles de potencia de hasta 1 megawatt o en modo pulsante con potencias de hasta 1500 Mw por tiempos de 10 milisegundos. Los neutrones producidos

en el corazón del reactor se pueden usar en una amplia variedad de aplicaciones de investigación incluyendo estudios de reacciones nucleares, experimentos de dispersión de neutrones, y servicios analíticos nucleares e irradiación. El equipo auxiliar incluye un rack giratorio de muestras que se localiza en el reflector de grafito del reactor, un sistema de transferencia "rabbit" operado neumáticamente, el cual penetra al corazón del reactor, y un posicionador central que permite introducir las muestras en la región de máximo flujo del corazón del reactor. El blindaje de concreto tiene agujeros cilíndricos (beams ports) que permiten que los neutrones salgan del núcleo del reactor. Los experimentos se pueden efectuar dentro o fuera de los beams ports.

El corazón o núcleo del reactor es un ensamble de aprox. 90 elementos de combustible rodeados por un reflector anular de grafito para neutrones. Cada elemento contiene una parte del combustible encapsulado en tubos de acero inoxidable. La sección del combustible es una aleación metálica con bajo enriquecimiento de uranio uniformemente distribuido en hidruro de circonio.

La instrumentación del reactor esta contenida en un sistema de control compacto microprocesador. Este avanzado sistema proporciona operación flexible y eficiente con un control preciso de potencia y flujo. También permite retención

permanente de todos los datos pertinentes.

El nivel de potencia del reactor es controlado por cuatro barras de control. Tres de estas barras; una reguladora y dos calibrantes, son tubos sellados de acero inoxidable conteniendo carburo de boro pulverizado seguido de hidruro de circonio y uranio (UZrH). Al retirarse las barras, el boro (absorber de neutrones) sale del corazón y el UZrH (combustible) entra al corazón aumentando la potencia. La cuarta barra de control, barra transitoria, es un cilindro sólido de grafito boratado con un recubrimiento de aluminio operada por presión neumática para permitir la operación de pulsado. La salida súbita de la barra transitoria produce un violento incremento en la potencia (hasta 1 megawatt).

A continuación se indican los principales parámetros de diseño del reactor TRIGA.

Elementos del Combustible

Moderador-Combustible	U-ZrH
Razón H/Zr	1.6
Contenido de Uranio	8.5% en peso
Enriquecimiento del Uranio	19.7%
Longitud del combustible	38 cm
Diámetro del combustible	3.6 cm
Material de revestimiento	acero inox. 304
Espesor del revestimiento	0.051 cm
Número crítico	64
Número operacional	90
Masa total de uranio	18 Kg

Valores de Reactividad (Dk/k)

valor equivalente total de las barras	8.7%
Exceso (máximo)	4.9%
Pulso (máximo)	2.2%

Enfriamiento del reactor**Convección natural agua-agua**

Temperatura promedio del núcleo	54 °F
Temperatura máxima del combustible (1 Mw)	842 °F
Volumen del tanque	11000 gal.

Flujo neutrónico a 1 Mw ($\phi_0 n^1/cm^2$ -seg)

Térmico promedio	$1.1 * 10^{13}$
Rápido promedio	$6.4 * 10^{12}$
Central thimble (térmicos)	$2.2 * 10^{13}$
Reflector (térmicos)	$6.5 * 10^{12}$
Salida del puerto (térmicos)	$10^6 - 10^9$

B.- SISTEMA DE DETECCION.

Los detectores utilizados en esta sección son dos coaxiales de germanio hiperpuro con eficiencias del 40% de alta resolución. La principal ventaja de estos detectores es que se pueden almacenar a temperatura ambiente debido a que carecen de litio difundido, por lo que solo se requiere enfriarlos cuando están trabajando.

C.- SISTEMA DE COMPUTO.

Consiste de una computadora VAX Genie Workstation system utilizada como subestación, la cual hace la adquisición de datos, procesamiento y presentación gráfica, a través de un módulo de interfase para la adquisición (ND556 AIM) con una resolución alta y rápida. La estación tiene 4 Mb de memoria RAM y 42 Mb de memoria ROM, un display monocromático, un monitor de 15 pulgadas y un ratón con 3 funciones. La estación cuenta con un sistema operativo digital Micro VMS y varios paquetes de software, entre ellos cabe mencionar:

Paquete para Identificación de Núclidos

Este paquete calcula la actividad considerando corrección por decaimiento, ordena los datos nucleares como son: vida media, isótopos y secciones eficaces. También calcula la actividad de varios elementos a la vez y efectúa correcciones por interferencia causadas por los traslapes de los fotopicos.

Paquete para el Análisis por Activación con Neutrones

Efectúa el análisis usando ya sea el método comparativo o considerando el flujo neutrónico.

Paquete Hipermet para Búsqueda de Picos

Con este paquete se efectúa la identificación de los fotopicos, el ajuste a una curva, el cálculo de error de dicho ajuste y optimiza la eficiencia.

IV. PROCEDIMIENTO EXPERIMENTAL

A.- PREPARACION DE MUESTRAS.

La muestra de mineral (conocida por Refmex como cemento Zn-Co) se obtuvo de una de las minas de Refractarios Mexicanos ubicada en el estado de Durango.

El mineral inicialmente se saca en forma de granel de diferentes tamaños y se hace pasar por un molino de grano grueso, luego pasa por dos más quedando el mineral en forma de polvo muy fino color de rosa. Cabe mencionar que solamente este mineral es procesado en los molinos, y por consiguiente no se contamina con otros elementos.

En la preparación de la muestra y el estándar (Trace Elements In Fly Ash) se extreman las precauciones para no contaminarlas. Se describe brevemente el procedimiento:

- 1.- Se utilizan guantes limpios para no contaminar con el sudor de las manos la muestra o el estándar, y se pesan utilizando una báscula electrónica con resolución de cienmilésimas de gramo.
- 2.- Se utiliza un recipiente de polietileno (polyvial) de 1 cm³ y se deposita la muestra, sellándose con cautín, lo mismo se hace con el estándar.
- 3.- Se coloca el polyvial de la muestra dentro de otro de 5 cm³ y se tapa herméticamente, lo mismo se hace con el estándar. Se marcan con cautín para identificación.

4.- En seguida los polyvials medianos se encapsulan dentro de otros mayores que sirven como contenedores para introducirlos en el reactor nuclear.

B.- CONDICIONES EXPERIMENTALES DE LA IRRADIACION.

En la irradiación de estas muestras se colocaron en total 46 muestras (44 de otros estudios o análisis que se efectuaban al mismo tiempo). Los polyvials se transportan en un carrito hasta la parte superior del reactor y se introducen de uno en uno en el rack giratorio de muestras (Lazy Susan), anotando la posición de cada uno de ellos. Ya colocados todos se opera el reactor por un lapso de 4 horas a una potencia de 250 kw y con un flujo de $2 * 10^{12}$ neutrones/cm²-seg. El flujo neutrónico se distribuye uniformemente sobre el contenedor de las muestras, de tal manera que se estima que sobre cada cm² hay el mismo flujo .

C.- DETECCION Y MEDICION.

Después que se ha efectuado la irradiación se sacan los polyvials y se llevan a un cuarto donde se sacan los polyvials de 1 cm³, y de ahí se transportan al laboratorio de medición, en el cual hay un detector de germanio hiperpuro y un carrusel que en forma automática cambia las muestras después de una lectura de una hora. Luego se deja en reposo la muestra y a las 48 horas (después de irradiarla) se hace un conteo de cuatro horas, anotándose

los resultados. El sistema efectúa corrección del tiempo muerto en forma automática, y se puede ver el espectro de energías durante el lapso de conteo. Una vez terminado el conteo de la muestra el sistema guarda la información y continúa con la siguiente muestra hasta terminar. Se puede efectuar un listado de la información cuando se haya concluido una o todas las muestras.

V.- RESULTADOS

A.- CALCULOS.

Con la información de los apéndices se dedujeron los elementos y su concentración presentes en la muestra. Esto se realizó de la manera siguiente:

Considerando el antimonio. Con los datos del primer conteo de la muestra y el estándar se obtuvieron las tablas

Muestra MEX-1 masa(g)=0.131990 Error(g)=0.00002					
Tiempo de Irradiación 14400 seg.					
Tiempo de Conteo 3180.45 seg.					
Energía	Isótopo	Area	Bkgd	% Error	Int.
564 Kev	Sb-122	6898108	69865	0.0	100
602.64	Sb-124	454308	56728	0.2	100
722.64	Sb-124	42584	32122	1.0	10
1140.30	Sb-122	43430	21023	0.9	1
1256.60	Sb-122	40644	10466	0.8	1
1691.03	Sb-124	101260	3670	0.4	50

Estándard FA-353 masa(g)=0.09458 Error(g)=0.00002					
Tiempo de Irradiación 14400 seg.					
Tiempo de Conteo 3569.04 seg.					
Energía	Isótopo	Area	Bkgd	% Error	Int.
Kev 563.89	Sb-122	5814	4929	2.8	100

Se consideran los picos que tienen la misma energía del estándar y la muestra.

El estándar FA-353 (NBS1633a) tiene 6.8 $\mu\text{g/g}$ de antimonio

$$\text{Area} = 5814$$

$$\text{Tiempo de conteo} = 3569.04 \text{ seg.}$$

$$\text{Cuentas por seg.} = 1.63 \text{ cps.}$$

La muestra tiene X $\mu\text{g/g}$ de antimonio

$$\text{Area} = 6898108$$

$$\text{Tiempo de conteo} = 3180.45 \text{ seg.}$$

$$\text{Cuentas por seg.} = 2.17 * 10^3 \text{ cps.}$$

$$\frac{6.8 \mu\text{g/g}}{1.63 \text{ c/s}} = \frac{X \mu\text{g/g}}{2170 \text{ c/s}}$$

De lo cual se obtiene 9052.76 $\mu\text{g/g}$ de Sb en la muestra.

El contenido de antimonio en la muestra es

$$(9052.76 \mu\text{g/g}) (0.13199 \text{ g}) = 1194.87 \mu\text{g}$$

Ese valor (1194.87 μg) es 0.9% del peso de la muestra.

Para estimar el % de error total (σ_t) se toman en cuenta:

Error asociado al peso de la muestra 0.00015

Error en el conteo del antimonio de la muestra 0.0

Error asociado del estándar utilizado 0.001

Error en el conteo del antimonio en el estándar 0.028

concentración del antimonio en la muestra 1194.87 μg .

Con estos datos se tiene para el antimonio

$$\sigma_t = 1194.87 \sqrt{0.001^2 + 0.00015^2 + 0.028^2}$$

de donde se obtiene un error de 0.028%.

De este modo se tiene una concentración de antimonio de 0.9% con $\pm 0.028\%$.

Para el cobalto se tomo en cuenta los datos del segundo conteo:

Muestra Mex-1 masa(g)=0.13199 Error(g)=0.00002					
Tiempo de irradiación 14400 seg.					
Tiempo de Conteo 12642.33 seg.					
Energía	Isótopo	Area	Bkgd	% Error	Int.
KeV 1173.26	Co-60	8698403	486216	0.0	100
1332.68	Co-60	7781218	129476	0.0	100

Estándard FA-353 masa(g)=0.09458 Error=0.00002					
Tiempo de Irradiación 14400 seg.					
Tiempo de Conteo 28690.7 seg.					
Energía	Isótopo	Area	Bkgd	% Error	Int.
Kev 1173.26	Co-60	38039	2869	0.6	100
1332.56	Co-60	34958	1376	0.6	100

El estándar tiene 46 $\mu\text{g/g}$ de cobalto

$$\text{Area} = 38039$$

tiempo de conteo = 28690.7 seg.

Cuentas por seg. = 1.33 cps.

El muestra tiene X $\mu\text{g/g}$ de cobalto

$$\text{Area} = 8698403$$

tiempo de conteo = 12642.33 seg.

Cuentas por seg. = 688 cps.

Con estos datos se concluye que la muestra tiene

23791 $\mu\text{g/g}$ de cobalto

3140 μg .

2.37%

Considerando el siguiente renglón de las tablas

Estándard

Area = 34958

tiempo de conteo = 28690.7 seg.

Cuentas por seg. = 1.22 cps.

La muestra

Area = 7781218

tiempo de conteo = 12642.33 seg.

Cuentas por seg. = 615 cps.

Con estos datos se concluye que la muestra tiene

23188 $\mu\text{g/g}$ de cobalto

3060 μg .

2.31%

Promediando los dos valores (2.31 y 2.37) se obtiene 2.34%.

Por lo tanto los resultados son:

Concentración de antimonio en la muestra 0.9% \pm 0.028%

Concentración de cobalto en la muestra 2.34% \pm 0.06%

No hay molibdeno presente en la muestra.

Se encontraron otros elementos que no se estaban considerando, a continuación se presenta una lista de ellos. Su concentración es en $\mu\text{g/g}$ excepto donde se indique otra cosa.

Elemento	Concentración
Arsénico	161
Bromo	3.0
Potasio	599
Lantano	1.4
Sodio	450
Samario	11.2
Bario	1130
Cerio	43
Cromo	24
cesio	0.4 %
Hierro	0.7 %
Hafnio	2.8
Rubidio	<170
Escandio	0.7
Selenio	15
Terbio	0.3

B.-CONCLUSIONES.

- 1.- Se confirma la gran sensibilidad del método para estos elementos.
- 2.- Se determinó la presencia de antimonio en menor cantidad que por el método de Absorción Atómica.
- 3.- Se determinó la presencia del cobalto aproximadamente igual (2.34 a 2.2%) que por el método de Absorción Atómica.
- 4.- Se encontraron otros elementos que no se estaban considerando.

C. RECOMENDACIONES.

- 1.- Continuar con la experimentación con irradiaciones cortas y largas para buscar otros elementos.
- 2.- Estudiar la factibilidad de un proceso químico para separar los elementos deseados.
- 3.- Estudiar la posibilidad del método para el control de calidad del mineral. Considerando que la empresa manda a revisar el contenido periódicamente.
- 4.- Para el análisis de factibilidad económica tomar los datos obtenidos por Activación con Neutrones en lugar de los de Absorción Atómica.

APENDICE A

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

***** SAMPLE PARAMETERS *****

```

Sample id.       : MEX-1   Sample weight 1.31990E-01 G
Project title    : TPWL RUN 93-5A [INTERMEDIATE]
Configuration    : MEX0001
Acquisition time : 17-JUL-1993 05:32:45.90
Decay corrected to: 13-JUL-1993 14:00:00.00
Preset live time : 0 00:00:00.00   Preset real time 01:00:00.00
Elapsed live time : 0 00:53:00.45   Elapsed real time 01:00:00.00
*****
Detector name    : TENNELEC40      Ave efficiency : 40.00000
Enrg Calib date : 14-JUL-1993 12:00:55.64  Geometry : changer
Eff Calib date  : 1-OCT-1992 15:20:51.73  # of iter.: 10
Energy Tolerance: 2.00000          Sensitivity : 20.00000
Kev/Channel     : 4.99815E-01       Start channel : 25
Half life ratio : 8.00000          Stop channel  : 4096
Energy (KEV) = (-2.00178E+00) + (4.99815E-01) * Channel +
( 1.57013E-07)* Channel ** 2
FWHM (KEV) = (7.09526E-01) + (3.83577E-02) * SQRT (Energy)
*****

```

Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/sec
1	74.98	11569	188197	1.11	154.01	151	7	3.64E+00
2	84.61	8185	157500	1.13	173.28	171	6	2.57E+00
3	99.34	48056	206744	1.27	202.76	198	23	1.51E+01
4	103.56	79922	206092	1.31	211.20	198	23	2.51E+01
5	105.95	100620	179908	1.24	215.97	198	23	3.16E+01
6	116.69	28418	264679	1.89	237.46	233	10	8.94E+00
7	140.34	12376	190780	1.17	284.76	282	7	3.89E+00
8	209.63	12675	253425	1.41	423.37	421	7	3.99E+00
9	227.97	39905	264519	1.35	460.05	456	9	1.25E+01
10	277.44	40411	214108	1.43	559.00	555	9	1.27E+01
11	336.11	114505	323718	1.50	676.34	670	12	3.60E+01
12	438.60	113284	145639	1.53	881.29	875	13	3.56E+01
13	492.25	13157	69435	1.62	988.56	984	10	4.14E+00
14	510.89	137494	133801	2.89	1025.83	1017	21	4.32E+01
15	527.76	44411	84557	1.60	1059.56	1053	14	1.40E+01
16	559.14	58264	85496	1.92	1122.30	1115	35	1.83E+01
17	564.01	6898108	69865	1.63	1132.03	1115	35	2.17E+03
18	602.64	454308	56728	1.68	1209.26	1201	17	1.43E+02
19	645.74	32366	32661	1.73	1295.44	1289	14	1.02E+01
20	657.01	6307	24817	1.77	1317.96	1313	11	1.98E+00

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

***** SAMPLE PARAMETERS *****

Sample id. : MEX-1 Sample weight 1.31990E-01 G
 Project title : TPWL RUN 93-5A [INTERMEDIATE]
 Configuration : MEX0001
 Acquisition time : 17-JUL-1993 05:32:45.90
 Decay corrected to: 13-JUL-1993 14:00:00.00
 Preset live time : 0 00:00:00.00 Preset real time 01:00:00.00
 Elapsed live time : 0 00:53:00.45 Elapsed real ime 01:00:00.00

Detector name : TENNELEC40 Ave efficiency : 40.00000
 Enrg Calib date : 14-JUL-1993 12:00:55.64 Geometry : changer
 Eff Calib date : 1-OCT-1992 15:20:51.73 # of iter.: 10
 Energy Tolerance: 2.00000 Sensitivity : 20.00000
 Kev/Channel : 4.99815E-01 Start channel : 25
 Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

Energy (KEV) = (-2.00178E+00) + (4.99815E-01) * Channel +
 (1.57013E-07) * channel ** 2

FWHM (KEV) = (7.09526E-01) + (3.83577E-02) * SQRT (Energy)

Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/sec
21	692.64	318681	44139	1.75	1389.19	1380	18	1.00E+02
22	709.22	5690	24824	1.81	1422.34	1414	23	1.79E+00
23	713.68	9287	22457	1.74	1431.26	1414	23	2.92E+00
24	722.64	42584	32122	1.77	1449.17	1442	14	1.34E+01
25	968.22	5592	27859	1.89	1939.98	1935	11	1.76E+00
26	1044.94	5962	24936	2.32	2093.29	2088	13	1.87E+00
27	1115.37	144100	33464	2.14	2234.00	2224	18	4.53E+01
28	1127.14	16679	23834	2.63	2257.52	2249	16	5.24E+00
29	1140.30	43430	21023	2.18	2283.82	2276	16	1.37E+01
30	1173.02	381255	25339	2.19	2349.18	2340	19	1.20E+02
31	1256.62	40644	10466	2.28	2516.17	2505	22	1.28E+01
32	1325.55	5042	8392	2.83	2653.89	2645	38	1.59E+00
33	1332.39	342749	7560	2.34	2667.55	2645	38	1.08E+02
34	1355.06	2807	7487	2.30	2712.83	2704	17	8.83E-01
35	1368.34	19286	7880	2.40	2739.34	2730	18	6.06E+00
36	1436.67	2953	7301	2.64	2875.80	2868	16	9.19E-01
37	1691.03	101260	3670	2.67	3383.73	3372	25	3.18E+01
38	1895.79	1803	1031	3.26	3792.48	3783	20	5.67E-01

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

***** SAMPLE PARAMETERS *****

Sample id. : MEX-1 Sample weight : 1.31990E-01 G
Project title : MEX-3
Configuration : MEX0001
Acquisition time : 17-AUG-1993 09:49:57.00
Decay corrected to: 13-JUL-1993 14:00:00.00
Preset live time : 0 00:00:00.00 Preset real time 08:00:00.00
Elapsed live time : 0 00:53:00.45 Elapsed real time 3:57:55.01

Detector name : TENNELEC40 Ave efficiency : 40.00000
Enrg Calib date : 02-AUG-1993 10:01:56.46 Geometry : changer
Eff Calib date : 1-OCT-1992 15:20:51.73 # of iter.: 10
Energy Tolerance: 2.00000 Sensitivity : 20.00000
Kev/Channel : 4.99818E-01 Start channel : 25
Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

Energy (KEV) = (-1.94033E+00) + (4.99818E-01) * Channel +
(1.73578E-07) * channel ** 2

WHM (KEV) = (6.37678E-01) + (4.17344E-02) * SQRT (Energy)

Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/sec
1	310.56	19797	447790	1.50	625.08	622	8	1.57E+00
2	444.17	14637	340433	1.46	892.26	890	7	1.16E+00
3	511.02	366139	712523	3.00	1025.94	1017	18	2.90E+01
4	564.16	53807	362173	1.69	1132.16	1128	10	4.26E+00
5	602.76	7499374	704731	1.77	1209.34	1200	18	5.93E+02
6	645.89	522676	484783	1.82	1295.56	1289	14	4.13E+01
7	668.91	20642	315384	1.82	1341.56	1338	9	1.63E+00
8	709.38	84075	404092	1.83	1422.45	1417	21	6.65E+00
9	713.83	144734	405198	1.85	1431.35	1417	21	1.14E+01
10	722.82	693890	558094	1.87	1449.32	1442	15	5.49E+01
11	790.83	42767	410525	1.94	1585.24	1581	10	3.38E+00
12	968.37	91988	563071	2.09	1940.02	1935	12	7.28E+00
13	1045.25	86410	427527	2.09	2093.63	2088	12	6.83E+00
14	1115.60	3115140	739469	2.22	2234.16	2223	21	2.46E+02
15	1173.26	8698403	486216	2.27	2349.33	2338	21	6.88E+02
16	1325.85	95645	151137	3.01	2654.10	2644	39	7.57E+00
17	1332.68	7781218	129476	2.42	2667.75	2644	39	6.15E+02
18	1355.33	40889	101385	2.38	2712.97	2706	15	3.23E+00
19	1368.36	102533	107753	2.48	2738.99	2731	17	8.11E+00
20	1376.25	19336	80291	2.43	2754.75	2749	13	1.53E+00

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

***** SAMPLE PARAMETERS *****

Sample id. : MEX-1 Sample weight : 1.31990E-01 G
Project title : MEX-3
Configuration : MEX0001
Acquisition time : 17-AUG-1993 09:49:57.00
Decay corrected to: 13-JUL-1993 14:00:00.00
Preset live time : 0 00:00:00.00 Preset real time 08:00:00.00
Elapsed live time : 0 00:53:00.45 Elapsed real time 3:57:55.01

detector name : TENNELEC40 Ave efficiency : 40.00000
Enrg Calib date : 02-AUG-1993 10:01:56.46 Geometry : changer
Eff Calib date : 1-OCT-1992 15:20:51.73 # of iter.: 10
Energy Tolerance: 2.00000 Sensitivity : 20.00000
Kev/Channel : 4.99818E-01 Start channel : 25
Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096
Energy (KEV) = (-1.94033E+00) + (4.99818E-01) * Channel +
(1.73578E-07)* channel **2

FWHM (KEV) = (6.37678E-01) + (4.17344E-02) * SQRT (Energy)

Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/sec
21	1436.79	48268	113017	2.51	2875.64	2868	16	3.82E+00
22	1445.26	11401	94266	2.42	2892.55	2887	13	9.02E-01
23	1489.22	25329	75511	2.65	2980.32	2972	16	2.00E+00
24	1526.70	14025	57333	2.51	3055.15	3048	15	1.11E+00
25	1580.16	15521	41059	3.16	3131.89	3152	19	1.23E+00
26	1691.42	1605165	55623	2.74	3383.98	3372	24	1.27E+02
27	1775.35	10375	25868	3.62	3551.48	3541	20	8.21E-01
28	1934.78	9266	20497	3.52	3869.65	3859	21	7.33E-01

APENDICE B

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

***** SAMPLE PARAMETERS *****

```

Sample id.       : FA-353           Sample weight : 9.45800E-02 G
Project title    : TPWL RUN 93-5A [INTERMEDIATE]
Configuration    : TPWL1713
Acquisition time : 17-JUL-1993 00:25:02.28
Decay corrected to: 13-JUL-1993 14:00:00.00
Preset live time : 0 00:00:00.00 Preset real time 08:00:00.00
Elapsed live time : 0 00:59:29.04 Elapsed real time 1:00:00.00
*****
Detector name    : TENNELEC40       Ave efficiency  : 40.00000
Enrg Calib date : 14-JUL-1993 12:00:55.64 Geometry      : Changer
Eff Calib date  : 1-OCT-1992 15:20:51.73 # of iter.: 10
Energy Tolerance: 2.00000           Sensitivity     : 20.00000
Kev/Channel     : 4.99815E-01       Start channel   : 25
Half life ratio : 8.00000           Stop channel    : 4096
Energy (KEV) = (-2.00178E+00) + (4.99815E-01) * Channel +
              (1.57013E-07) * channel **2
FWHM (KEV) = (7.09526E-01) + (3.83577E-02) * SQRT (Energy)
*****

```

Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/sec
1	41.05	21391	25320	1.43	86.14	80	11	5.99E+00
2	46.92	7822	13964	1.13	96.88	92	13	2.19E+00
3	48.30	2732	15678	1.31	100.63	92	13	7.65E-01
4	69.50	11306	18132	1.09	143.05	138	9	3.17E+00
5	80.52	2382	14201	0.93	165.11	162	7	6.67E-01
6	103.11	104222	13857	1.16	210.29	206	14	2.92E+01
7	106.05	5190	11222	1.22	216.17	206	14	1.45E+00
8	121.90	6914	21736	1.31	247.87	242	14	1.94E+00
9	145.31	1896	13598	1.15	294.71	291	8	5.31E-01
10	228.15	2004	11410	1.42	460.41	458	7	5.61E-01
11	277.57	2075	12507	1.20	559.26	555	10	5.81E-01
12	312.15	2693	11139	1.50	628.41	624	10	7.55E-01
13	328.77	25774	11632	1.38	661.66	656	12	7.22E+00
14	396.26	2523	8139	1.43	796.62	790	13	7.70E-01
15	332.64	3107	6014	1.54	869.36	864	11	8.70E-01
16	479.53	954	3977	1.39	963.13	960	7	2.67E-01
17	487.04	42129	6356	1.46	978.14	972	12	1.18E+01
18	511.01	23587	11664	2.72	1026.08	1017	24	6.61E+00
19	559.11	52875	4569	1.51	1122.24	1116	22	1.48E+01
20	563.89	5814	4929	1.80	1131.81	1116	22	1.63E+00

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

***** SAMPLE PARAMETERS *****

Sample id. : FA-353 Sample weight : 9.45800E-02 G
Project title : TPWL RUN 93-5A [INTERMEDIATE]
Configuration : TPWL1713
Acquisition time : 17-JUL-1993 00:25:02.28
Decay corrected to: 13-JUL-1993 14:00:00.00
Preset live time : 0 00:00:00.00 Preset real time : 0
08:00:00.00
Elapsed live time : 0 00:59:29.04 Elapsed real time : 0
01:00:00.00

Detector name : TENNELEC40 Ave efficiency : 40.00000
Enrg Calib date : 14-JUL-1993 12:00:55.64 Geometry : changer
Eff Calib date : 1-OCT-1992 15:20:51.73 # of iter.: 10
Energy Tolerance: 2.00000 Sensitivity : 20.00000
Kev/Channel : 4.99815E-01 Start channel : 25
Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096
Energy (KEV) = (-2.00178E+00) + (4.99815E-01) * Channel +
(1.57013E-07) * Channel ** 2
FWHM (KEV) = (7.09526E-01) + (3.83577E-02) * SQRT (Energy)

Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/sec
21	629.95	1283	4066	1.19	1263.87	1260	9	3.60E-01
22	657.06	6737	5584	1.66	1318.08	1312	13	1.89E+00
23	751.63	3018	4448	1.75	1507.11	1501	13	8.46E-01
24	815.81	14507	4567	1.76	1635.39	1629	14	4.06E+00
25	834.10	4236	4700	1.83	1671.95	1666	14	1.19E+00
26	841.66	2245	5075	1.69	1687.06	1681	15	6.29E-01
27	867.87	3529	4894	1.94	1739.43	1733	14	9.89E-01
28	889.34	19566	5556	1.89	1782.34	1775	15	5.48E+00
29	919.49	1433	3284	1.82	1842.60	1838	10	4.01E-01
30	925.27	3764	4117	1.77	1854.16	1849	12	1.05E+00
31	963.15	2067	5204	1.94	1929.85	1921	16	5.79E-01
32	1099.06	5047	5937	2.13	2201.41	2193	16	1.41E+00
33	1120.44	16651	6183	2.08	2244.14	2237	15	4.67E+00
34	1216.19	1746	3920	1.94	2435.43	2430	12	4.89E-01
35	1291.43	3365	3168	2.09	2585.72	2578	16	9.43E-01
36	1368.55	73990	4673	2.33	2739.76	2729	21	2.07E+01
37	1524.81	8283	1355	2.51	3051.82	3040	22	2.32E+00
38	1596.33	35465	1462	2.56	3194.64	3183	22	9.94E+00
39	1731.95	4299	1294	3.14	3465.41	3455	22	1.20E+00

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

***** SAMPLE PARAMETERS *****

Sample id. : FA-353 Sample weight : 9.45800E-02 G
Project title : TPWL RUN 93-95 [LONG]
Configuration : TPWL1953
Acquisition time : 05-AUG-1993 04:19:10.16
Decay corrected to: 13-JUL-1993 14:00:00.00
Preset live time : 0 00:00:00.00 Preset real time 08:00:00.00
Elapsed live time : 0 07:58:10.70 Elapsed real time 8:00:00.00

Detector name : TENNELEC40 Ave efficiency : 40.00000
Enrg Calib date : 02-AUG-1993 10:01:56.46 Geometry : changer
Eff Calib date : 1-OCT-1992 15:20:51.73 # of iter.: 10
Energy Tolerance: 2.00000 Sensitivity : 20.00000
Kev/Channel : 4.99818E-01 Start channel : 25
Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

Energy (KEV) = (-1.94033E+00) + (4.99818E-01) * Channel +
(1.73578E-07) * channel **2

FWHM (KEV) = (6.37678E-01) + (4.17344E-02) * SQRT (Energy)

Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/sec
1	39.82	10323	63174	1.42	83.85	79	10	3.60E-01
2	45.63	6640	49633	1.49	95.18	91	8	2.31E-01
3	50.37	21177	61536	1.77	104.66	100	10	7.38E-01
4	57.90	17148	68145	1.31	119.72	114	12	5.98E-01
5	63.08	11927	38701	1.03	130.09	127	7	4.16E-01
6	67.69	12646	37809	1.12	139.30	136	7	4.41E-01
7	75.12	3309	34549	1.26	154.17	151	7	1.15E-01
8	86.73	13250	37613	1.11	177.40	175	7	4.62E-01
9	91.12	11579	35569	1.15	186.17	182	26	4.04E-01
10	94.61	25303	34993	1.22	193.15	182	26	8.82E-01
11	98.39	41734	38847	1.26	200.73	182	26	1.45E+00
12	100.06	6823	19175	0.59	204.07	182	26	2.38E-01
13	103.28	8351	33930	1.32	210.49	208	7	2.91E-01
14	110.42	31746	56225	3.30	224.78	219	18	1.11E+00
15	113.41	9929	42696	1.53	230.77	219	18	3.46E-01
16	121.74	51624	31964	1.20	247.44	243	13	1.80E+00
17	123.51	20054	44888	1.61	250.97	243	13	6.99E-01
18	130.52	5608	30812	1.16	264.99	261	20	1.95E-01
19	133.05	19484	30749	1.20	270.05	261	20	6.79E-01
20	136.10	7482	35029	1.30	276.16	261	20	2.61E-01

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

***** SAMPLE PARAMETERS *****
 Sample id. : FA-353 Sample weight : 9.45800E-02 G
 Project title : TPWL RUN 93-95 [LONG]
 Configuration : TPWL1953
 Acquisition time : 05-AUG-1993 04:19:10.16
 Decay corrected to: 13-JUL-1993 14:00:00.00
 Preset live time : 0 00:00:00.00 Preset real time 08:00:00.00
 Elapsed live time : 0 07:58:10.70 Elapsed real time 8:00:00.00

Detector name : TENNELEC40 Ave efficiency : 40.00000
 Enrg Calib date : 02-AUG-1993 10:01:56.46 Geometry : Changer
 Eff Calib date : 1-OCT-1992 15:20:51.73 # of iter.: 10
 Energy Tolerance: 2.00000 Sensitivity : 20.00000
 Kev/Channel : 4.99818E-01 Start channel : 25
 Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096
 Energy (KEV) = (-1.94033E+00) + (4.99818E-01) * Channel +
 (1.73578E-07) * channel **2
 FWHM (KEV) = (6.37678E-01) + (4.17344E-02) * SQRT (Energy)

Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/sec
21	142.63	12443	30812	1.25	289.21	284	17	4.34E-01
22	145.42	73265	29991	1.19	294.80	284	17	2.55E+00
23	177.22	8692	33703	1.17	358.41	354	8	3.03E-01
24	192.33	30669	41127	1.24	388.62	384	10	1.07E+00
25	197.81	19528	64063	1.47	399.58	394	14	6.81E-01
26	208.42	11110	56251	1.24	420.81	416	11	3.87E-01
27	215.97	9575	49509	1.41	435.91	431	10	3.34E-01
28	244.71	8839	33210	1.32	493.39	489	9	3.08E-01
29	264.59	4293	30787	1.44	533.15	529	9	1.50E-01
30	299.34	23342	37074	2.71	602.66	598	11	8.14E-01
31	307.83	3290	26503	1.35	619.64	616	18	1.15E-01
32	311.97	63316	26049	1.32	627.90	616	18	2.21E+00
33	320.13	37997	38057	1.42	644.24	639	12	1.32E+00
34	340.58	6759	25231	1.28	685.13	679	21	2.36E-01
35	344.36	28924	28149	1.53	692.69	679	21	1.01E+00
36	397.01	4578	37471	1.37	797.96	792	12	1.60E-01
37	482.27	13795	33380	1.48	968.44	963	11	4.81E-01
38	496.45	7936	30605	1.56	996.81	993	10	2.77E-01
39	604.10	27979	53856	2.66	1212.01	1204	15	9.75E-01
40	778.98	6528	27646	1.87	1561.57	1557	11	2.28E-01

VII.- BIBLIOGRAFIA

- 1.- Samuel Glasstone y Alexander Sesonske.
Ingeniería de Reactores Nucleares.
Editorial Reverté
1987
- 2.- Glenn F. Knoll
Radiation, Detection and Measurment.
John Wiley & Sons, Inc.
1979
- 3.- Zeev B. Alfassi
Activation Analysis Volume I.
CRC Press
1990
- 4.- K. Debertain and R. G. Helmer.
Gamma and X-Ray Spectrometry with Semiconductor
Detectors.
1988
- 5.- Susan J. Parry
Activation spectrometry in Chemical Analysis.
John Wiley & Sons, Inc
1991
- 6.- Tsoufandis Nicholas
Measurment and Detection of Radiation.
Hemisphere Publising Corporation.
1983
- 7.- J. Tolgyessy and M. Kyrs.
Radioanalytical Chemistry.
John Wiley & Sons, Inc.
1989
- 8.- Paul Kruger
Principles of Activation Analysis.
Wiley-Interscience
1970
- 9.- K. H. Czock
Principles of Radiation Detection.
International Atomic Energy Agency.
1990

- 10.- William D. Ehmann and Diane E. Vance.
Radiochemistry and Nuclear Methods of Analysis.
John Wiley & Sons, Inc.
1991
- 11.- Robley D. Evans
The Atomic Nucleus
Mc Graw-Hill Book Company.
1987
- 12.- Bureau of Radiological Health.
Handbook Radiological Health.
1980
- 13.- Irving Kaplan
Física Nuclear
Editorial Aguilar
1983
- 14.- Alfred J. Moses
Nuclear Techniques in Analytical Chemistry.
Pergamon Press
1964
- 15.- John R. Lamarsh
Nuclear Reactor Theory
Addison-Wesley
1972
- 16.- David R. Lide
Handbook of Chemistry and Physics.
CRC Press
1990
- 17.- Fernando Mireles García
Tesis para obtener el título de Maestría en Ciencias
Determinación de trazas de elementos en mineral de
tungsteno por el método de análisis por activación de
neutrones térmicos.
1983
- 18.- Edgar Treviño de los Santos
Tesis para obtener el título de Maestría en Ciencias.
Determinación de elementos de cuatro muestras de mina
por el método de análisis por activación de neutrones.
1985

- 19.- Oscar Villareal Reyes
Tesis para obtener el título de Maestría en Ciencias.
Análisis de cemento por el método de
análisis por activación con neutrones térmicos.
1992
- 20.- Santiago Carlos Tovar Saldaña
Tesis para obtener el título de Maestría en Ciencias.
Determinación de trazas de tierras raras en minerales
de fluorita por el método de análisis instrumental por
activación de neutrones térmicos.
1992
- 21.- José Nicolás Pecina Cruz
Tesis para obtener el título de Maestría en Ciencias.
Determinación de cromo en suero de bovinos mediante
el método de análisis por activación con neutrones.
1983
- 22.- Héctor René Vega Carrillo y Carlos Ríos Martínez
Análisis por activación Neutrónica I
Centro Regional de Estudios Nucleares (UAZ).
1988

