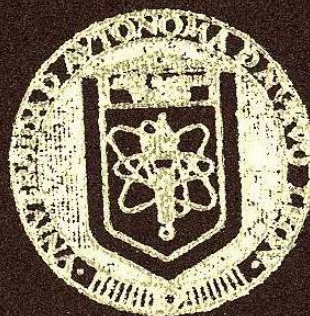


UNIVERSIDAD AUTONOMA DE NUEVO LEON

FACULTAD DE CIENCIAS FISICO MATEMATICAS

DIVISION DE ESTUDIOS DE POST-GRADO



ANALISIS DE CEMENTO POR EL METODO DE
ANALISIS POR ACTIVACION CON
NEUTRONES TERMICOS

TESIS

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

PRESENTA:

OSCAR VILLARREAL REYES

MONTERREY, N. L.

NOVIEMBRE DE 1992

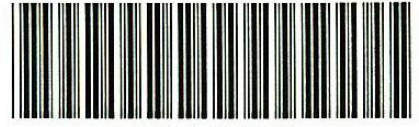
TM

Z6651

FCFM

1992

V5



1020091278

UNIVERSIDAD AUTONOMA DE NUEVO LEON

FACULTAD DE CIENCIAS FISICO MATEMATICAS

DIVISION DE ESTUDIOS DE POST-GRADO



ANALISIS DE CEMENTO POR EL METODO DE
ANALISIS POR ACTIVACION CON
NEUTRONES TERMICOS

TESIS

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

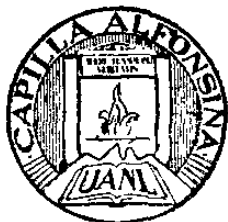
PRESENTA:

OSCAR VILLARREAL REYES

MONTERREY, N. L.

NOVIEMBRE DE 1992

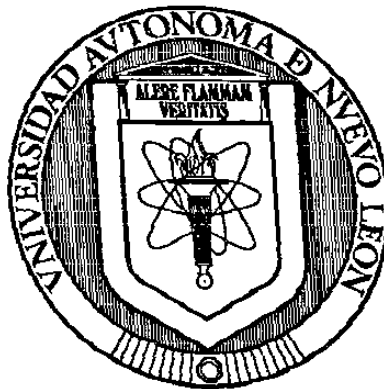
TM
Z6651
FCFM
1992
V5



FONDO TESIS

24103

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



**ANALISIS DE CEMENTO POR EL METODO DE ANALISIS
POR ACTIVACION CON NEUTRONES TERMICOS**

TESIS

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

OSCAR VILLARREAL REYES

MONTERREY, N. L.

NOVIEMBRE 1992

ANALISIS DE CEMENTO POR EL METODO DE ANALISIS POR
ACTIVACION CON NEUTRONES TERMICOS

Oscar Villarreal Reyes.

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 Rodríguez

M. C. Carlos Flores Jáuregui

M. C. Enrique R. Ramírez Hernández

Reconocimientos

Agradezco a los maestros Dr. Federico Angel Rodríguez G. , M. en C. Carlos Flores Jáuregui y al M. en C. Enrique R. Ramírez Hernández sus enseñanzas, revisión y supervisión de este trabajo de tesis, particularmente del Dr. F. 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.

De manera por demás especial agradezco al Instituto Tecnológico y de Estudios Superiores de Monterrey (ITESM) y a mi gran amigo al M. en C. Juan Manuel Silva Ochoa Jefe del

Departamento de Matemáticas de la misma Institución, por su ayuda económica, apoyo otorgado y facilidades durante el desarrollo de esta Tesis.

Así mismo, al Ing. Hugo Bolio Arseo, Gerente de Investigación y Desarrollo Químico perteneciente a la Gerencia de Materiales y Procesos de la Dirección de Cementos Mexicanos y, al Lic. Jorge A. Cabriales García, Químico Investigador de la misma área, por darme la oportunidad de usar las muestras así como los resultados por el método de fluorescencia de rayos X.

Por otro lado, al Ing. Ricardo Jiménez, Administrador del Laboratorio de Materiales Industriales del Centro de Sistemas y Manufactura del I.T.E.S.M. y a la Lic. Regina E. Mejía, Profesionista de apoyo del mismo Laboratorio, por su ayuda en el análisis por Absorción Atómica.

Por último deseo expresar mi agradecimiento a mis padres quienes siempre me han apoyado en todos sentidos, a mis hermanos y en forma especial a mi esposa Magdalena y mis hijos Cynthia, Pamela y Oscar por todo el tiempo que les he robado para concluir esta Tesis.

Oscar Villarreal Reyes.

INDICE

I.-INTRODUCCION.....	3
A.-Antecedentes.....	3
B.-Objetivo	5
C.-Método	5
II.-TEORIA DE ANALISIS POR ACTIVACION.....	7
A.-Reacciones.....	7
B.-Decaimiento Radiactivo.....	10
C.-Crecimiento y Decaimiento de Radioactividad Inducida.....	14
D.-Identificación de Isótopos Radioactivos.....	18
III.- EQUIPO EXPERIMENTAL.....	21
A.-Reactor Nuclear	21
B.-Detector	23
C.- Sistema de Cómputo.....	23
IV.- PROCEDIMIENTO EXPERIMENTAL.....	26
A.- Preparación de Muestras y Estándares	26
B.- Condiciones Experimentales en Irradiación Corta.....	29
C.- Condiciones Experimentales en Irradiación Larga.....	30
V.- RESULTADOS	31

INDICE

A.- Irradiación Corta.....	3 1
B.- Irradiación Larga.....	3 9
VI.-CALCULOS.....	5 0
A.- Irradiación Corta.....	5 0
B.- Irradiación Larga.....	5 8
VII.- CONCLUSIONES.....	6 0
VIII.- RECOMENDACIONES.....	6 2
APENDICE A.....	6 3
APENDICE B.....	6 6
APENDICE C.....	7 0
APENDICE D.....	7 9
BIBLIOGRAFIA.....	9 1

I.-INTRODUCCION

A.-Antecedentes

Existen muchos métodos de análisis para determinar los componentes de una muestra dada, éstos pueden ser del tipo Químico como el Método de Vía Húmeda, método muy usado con la desventaja de que requiere de mucho tiempo para realizar un análisis, o del tipo Físico, como són los Métodos de Fluorescencia de Rayos X, Absorción Atómica o el de Activación por Neutrones, que no determinan los compuestos sino los elementos, pero proporcionan un análisis no destructivo, exacto, preciso, rápido y económico.

En este trabajo se analizan cuatro muestras. Una de crudo de cemento, dos de clincker de cemento (uno de cemento gris y el otro de cemento blanco) y la última, una muestra de cemento gris, de la cual se conoce su composición. Estas muestras son usadas como estándar en el laboratorio de Cementos Mexicanos (CEMEX) en Monterrey, N.L., por lo que se conoce con precisión los valores cualitativos y cuantitativos de sus compuestos que se tomarán como referencia; ver Apéndice A. Se realizará un análisis de estas muestras por el Método de Activación de Neutrones y se compararán con los resultados que se tienen por los Métodos de Fluorescencia de Rayos X (resultados obtenidos por el laboratorio de CEMEX) y Absorción Atómica (resultados obtenidos por el laboratorio de manufactura del ITESM ver Apéndice A), con el propósito de determinar algunos

elementos que no se tengan identificados cualitativamente y cuantitativamente y mostrar la gran sensibilidad que el Método de Análisis por Activación de Neutrones tiene para la determinación de trazas.

Cementos Mexicanos es una empresa cuyos productos de venta son cementos del tipo gris y blanco. Durante su proceso, el material es llamado crudo de cemento, clínker de cemento, hasta llegar, a ser lo que se llama cemento portland. Se realizará un análisis en cada una de estas etapas para verificar que las proporciones de sus elementos son las deseadas.

El método absoluto recomendado por la American Standards for Testing Materials (ASTM) es el método de Vía Húmeda el cual CEMEX utiliza, éste es un excelente método pero requiere de una gran cantidad de tiempo, por lo cual es usado solo esporádicamente, el método que cotidianamente utilizan es el Método de Fluorescencia de Rayos X, para ello toman muestras en la planta y son llevadas al laboratorio realizando su análisis, sin embargo durante el tiempo que transcurre desde la recolección de la muestra hasta su completo análisis, que es de horas, se puede estar produciendo clínker de cemento bajo condiciones no deseadas, por lo que se desea tener una forma de realizar el análisis en la misma línea y tener el resultado en forma inmediata, para ello, se piensa en el Método Nuclear de Análisis por Activación de Neutrones con alguna fuente como el Californio 252 y un sistema de medición para detectar rayos gammas.

Cementos Mexicanos tiene la incertidumbre de si éste método es bueno para determinar cuantitativamente los elementos del crudo, clíncker y cemento terminado, por lo que este trabajo, aunque no utilizando una fuente de neutrones como la del Californio 252, sino un reactor nuclear, ayudará a contestar la pregunta de cómo el Método de Análisis por Activación de Neutrones, proporciona un mecanismo de análisis efectivo en la determinación de elementos y así comparar los resultados con los obtenidos por los métodos de Análisis por Fluorescencia y Análisis por Absorción Atómica.

B.-Objetivo

El objetivo de este trabajo es estudiar las ventajas comparativas que el Método de Análisis por Activación con Neutrones proporciona en el análisis de elementos de las diferentes etapas en el proceso de producción del cemento, para poder demostrar que éste método pueda ser una alternativa para dicho análisis multielemental.

C.-Método

Para la realización de este trabajo se utilizó el reactor nuclear experimental que tiene la Universidad de Texas, en Austin, en el cual se irradiaron con neutrones las diferentes muestras de cemento en períodos cortos y largos. Haciendo uso del principio básico de análisis por activación neutrónica en el cual un isótopo estable al ser irradiado por neutrones sufre una transformación nuclear para dar como resultado un núclido radioactivo que emite

radiación, y posteriormente con un equipo de detección de radiación, es posible conocer el tipo y la cantidad emitida, donde la cantidad de radiación gamma emitida por cada radionúclido es proporcional a la concentración de éste en la muestra.

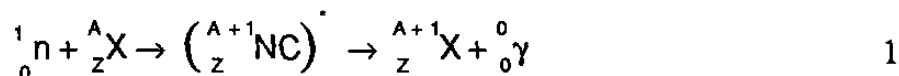
II.-TEORIA DE ANALISIS POR ACTIVACION

El análisis por activación^(1,2) está basado en la producción de núclidos radioactivos a partir de núclidos estables sometidos a irradiación por un flujo de partículas tales como neutrones, protones, deuterones o por un flujo de radiación de alta energía (rayos X o rayos γ).

Algunos trabajos analíticos fueron realizados por activación con partículas cargadas en 1930, pero con el desarrollo en los 40 y 50 de reactores nucleares con flujos altos de neutrones térmicos, la activación con neutrones ha sido comúnmente usada para el análisis por activación.

A.-Reacciones

Cuando un isótopo es irradiado con partículas puede sufrir diferentes transformaciones nucleares. La reacción utilizada en análisis por activación con neutrones, es la reacción neutrón-gamma (n,γ), dicho proceso se describe esquemáticamente como:



donde NC significa núcleo compuesto y (*) en excitación, A_ZX es el isótopo blanco, el cual al capturar un neutrón se convierte en otro

isótopo del mismo elemento ${}^A_{Z+1}X$, pero radiactivo, Z es el número de protones y A es el número de nucleones (protones + neutrones) en el núcleo.

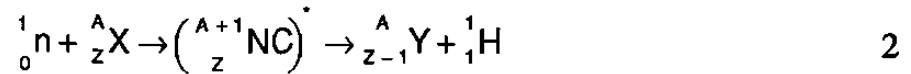
En un reactor nuclear al llevarse a cabo el proceso de fisión, los neutrones son producidos con un rango de energías de 0.1 a 20 Mev, estos flujos de neutrones son separados en tres grupos que son: neutrones rápidos con energías arriba de 0.1 Mev, neutrones epitérmicos o de resonancia con energías entre 0.2 ev y 0.1 Mev y neutrones térmicos con energías abajo de 0.2 ev .

En el corazón del reactor la mayoría de los neutrones son rápidos, pero al chocar con los átomos del moderador, éstos bajan sus energías y pasan a energías epitérmica y térmica.

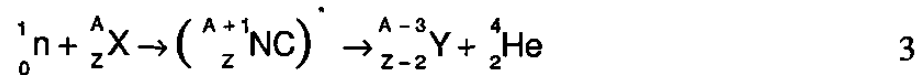
La reacción (n, γ) ocurre con gran probabilidad con neutrones térmicos (energías menores a 0.2ev a 20⁰ C , con velocidades más probables de 2200 m/seg los cuales corresponden a energías de 0.025ev), en esta reacción el neutrón es capturado por el átomo y uno o varios gammas son emitidos, dichos gammas son clasificados y cuantificados para con ello determinar el tipo de elemento del átomo blanco y su abundancia en la muestra irradiada.

Existen otras reacciones que se pueden dar con energías diferentes a las térmicas como es el caso de la reacción neutrón - protón (n,p) la cual requiere de energías más altas que las térmicas,

en este tipo de reacción un neutrón interacciona con el núcleo del átomo blanco, sacando un protón, entonces el número atómico es reducido en uno y el elemento blanco se convierte en otro elemento como es mostrado en seguida:



Otra reacción puede ser neutrón-alfa (n,α), la cual se lleva a cabo con neutrones de energías muy altas, en este caso un neutrón golpea al núcleo y una partícula alfa es emitida, reduciendo su número atómico en dos, esto se representa como:



Existen otras reacciones como son $(n,2n)$, (n,f) .

B.-Decaimiento Radiactivo

El decaimiento radiactivo de un radioisótopo en particular, es un evento que ocurre en forma espontánea en cualquier instante de su vida, y su ocurrencia no es influenciada por el comportamiento de otros radionúclidos o por condiciones ambientales tales como temperatura, presión etc.

La probabilidad de que dicho isótopo decaiga en un intervalo de tiempo es una constante λ , llamada constante de decaimiento⁽¹⁵⁾. La razón de decaimiento o actividad se define como:

$$A = \lambda N \text{ (decaimientos/ seg)} \quad 4$$

donde

A= actividad, y las unidades utilizadas pueden ser Curie;

1 Ci= 3.7×10^{10} dps, o el Bequerelio; 1 Bq= 1 dps .

Si a un tiempo dado tenemos una población de $N(t)$ núcleos de un isótopo radiactivo en particular, y si no hay otros añadidos a esta población, entonces la población deberá variar con el tiempo de acuerdo a la ecuación

$$\frac{dN(t)}{dt} = -\lambda N(t) \quad 5$$

la cual al resolver tenemos

$$N(t) = N(0)e^{-\lambda t} \quad 6$$

donde

$N(t)$ = número de núcleos radiactivos al instante t ,

$N(0)$ = número de núcleos radiactivos en el instante $t=0$ y

λ = constante de desintegración (esta constante es única para este isótopo en particular).

Otro concepto comúnmente utilizado para caracterizar un radioisótopo es el período de semidesintegración ($t_{1/2}$), este es el tiempo que transcurre en que el número de núcleos radiactivos decaen a la mitad de su valor inicial $N(0)$, el cuál derivaremos a continuación.

$$N(t_{1/2}) = \frac{N_0}{2} = N_0 e^{-\lambda t_{1/2}} \quad 7$$

de donde,

$$t_{1/2} = \ln 2 / \lambda = 0.693 / \lambda \quad 8$$

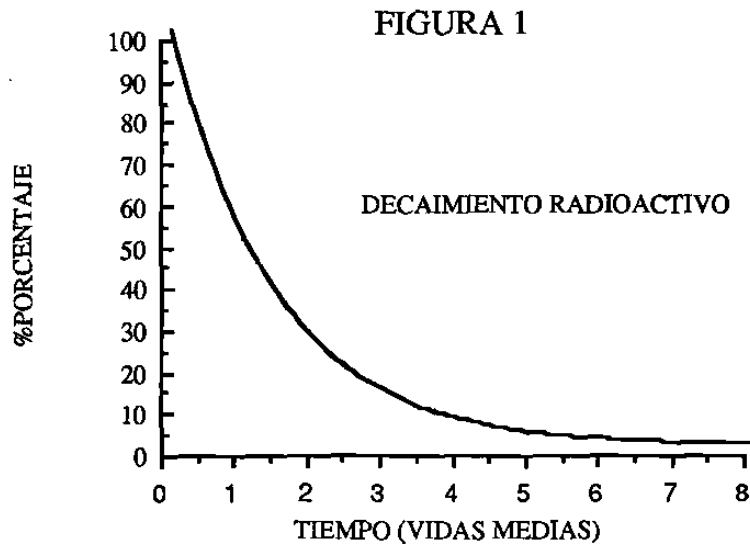
Note que $t_{1/2}$ y λ , son independientes del tiempo y de la población N . Esta es una propiedad de cada radioisótopo en particular. Existen varias fuentes de datos que contienen el reporte de la vida media de isótopos radioactivos^(13,14).

Tomando en cuenta la ecuación (6) y sustituyendo en la ecuación (5) tenemos que:

$$\frac{dN(t)}{dt} = -\lambda N(0)e^{-\lambda t} \quad 9$$

Notamos que la actividad disminuye con la misma razón de decaimiento exponencial que lo hace el número de núcleos.

En la figura 1 observamos que al cabo de una vida media la fracción de isótopos que queda es del 50%, al cabo de dos vidas medias del 25% y al cabo de n vidas medias $(1/2)^n\%$. Cuando han transcurrido siete vidas medias, una cantidad menor del uno por ciento del radioisótopo queda, ésta se ha convertido en una regla práctica para discriminar la presencia de dicho radioisótopo.



Los radioisótopos pueden tener diferentes tipos de decaimiento donde los más comunes al realizar la activación con neutrones térmicos son la emisión de partículas beta (β^-), la emisión de positrón (β^+), la emisión de fotón (γ) y la captura electrónica, también llamada captura K.

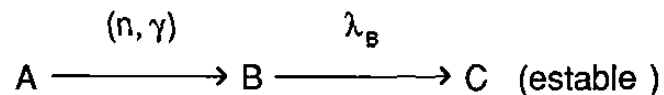
Las partículas betas no tienen una sola energía sino que exhiben un continuo que va desde cero hasta un valor máximo, el cual caracteriza al radionúclido, dichas energías son menores que 2.5Mev. Este tipo de desintegración es muy común verlo en radionúclidos que han sido activados por neutrones térmicos.

La emisión de fotones es llamada radiación gamma, ésta es radiación electromagnética de una longitud de onda corta con frecuencia y energía altas. Los rayos X y los rayos γ son físicamente

similares pero difieren en su origen y en sus niveles de energías ya que los rayos γ se originan en el núcleo mientras los rayos X en el átomo cuando los electrones cambian de niveles en las órbitas del átomo.

C.-Crecimiento y Decaimiento de Radioactividad Inducida

Considere una muestra que contiene N_A núcleos de un isótopo estable A, el cual es bombardeado con un flujo de neutrones ϕ , produciendo un núcleo B que es radiactivo y tiene una constante de decaimiento λ_B :



La razón de formación del núclido B está dado por

$$\frac{dN_B}{dt} = \sigma_{act} N_A \phi \quad 10$$

donde σ_{act} es una constante, característica de esta reacción particular para neutrones de una energía determinada.

Esta constante tiene dimensiones de área y es conocida como sección eficaz de activación por neutrones, la cual representa la probabilidad de que el núcleo sea activado por neutrones térmicos, donde la razón de formación está expresada como el número de núcleos formados por segundo, y el flujo de neutrones está expresado como el número de neutrones que atraviesan una muestra de un centímetro cuadrado por segundo, la sección eficaz σ_{act} tiene unidades de centímetros cuadrados y dado que su valor es muy pequeño, del orden de 10^{-24} cm^2 , se expresa en unidades de barn ($1\text{b}=10^{-24}\text{cm}^2$).

El radioisótopo B decae de acuerdo con

$$\frac{dN_B}{dt} = -\lambda_B N_B \quad 11$$

Durante el tiempo de bombardeo, la razón neta de cambio del número de núcleos radiactivos es por lo tanto

$$\frac{dN_B}{dt} = \sigma_{act} N_A \Phi - \lambda_B N_B . \quad 12$$

En el caso cuando $N_B=0$, en $t=0$, tenemos

$$N_B = \frac{\sigma_{act} N_A \phi}{\lambda_B} \left[1 - \exp(-\lambda_B t) \right], \quad 13$$

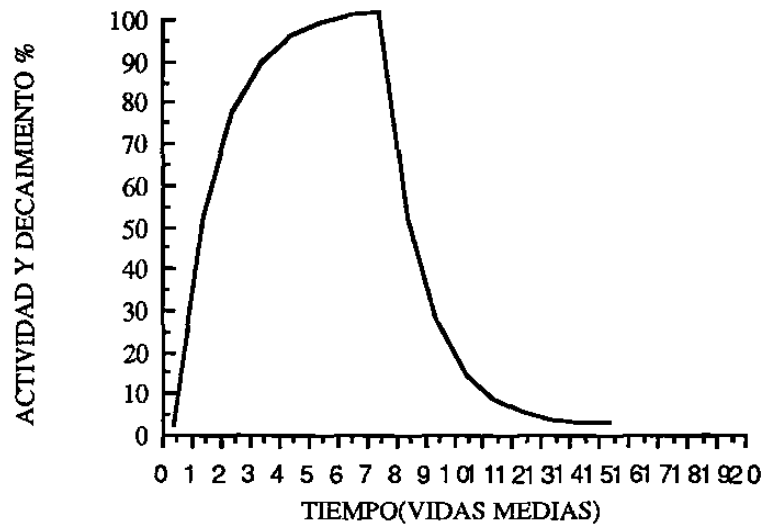
la actividad de B en cualquier tiempo durante el bombardeo es por lo tanto

$$A_B = \lambda_B N_B = \sigma_{act} N_A \phi \left[1 - \exp(-\lambda_B t) \right] \quad 14$$

para valores de t grandes, la expresión $\exp(-\lambda_B t) \approx 0$.

Después de un bombardeo durante tiempos grandes, aproximadamente 6 vidas medias de B, la actividad de B consigue estar cerca del valor límite $\sigma_{act} N_A \phi$ como se muestra en la figura 2.

FIGURA 2



Cuando el bombardeo solo puede llevarse sobre una fracción de la vida media de B, la actividad está dada por

$$A_B = \lambda_B N_B \doteq \sigma_{\text{act}} N_A \lambda_B t = \frac{0.693 \sigma_{\text{act}} N_A \phi t}{t_{1/2}} \quad 15$$

Si el bombardeo es parado después de un tiempo t_B , la actividad a ese tiempo está dada por

$$(A_B)_{t_B} = \sigma_{act} N_A \Phi \left[1 - \exp(-\lambda_B t_B) \right] \quad 16$$

y después de un tiempo t_d (tiempo de enfriamiento) transcurrido, la actividad de la muestra es medida, y ésta a decaído a

$$A_{t_B+t_d} = \sigma_{act} N_A \Phi \left[1 - \exp(-\lambda_B t_B) \right] \exp(-\lambda_B t_d) \quad 17$$

D.-Identificación de Isótopos Radioactivos

De la ecuación (10) N_A corresponde a los núcleos de un isótopo estable que se encuentra en la muestra, sin embargo este valor está dado por:

$$N_A = \frac{fWN_0}{M}$$

18

donde

N_0 = número de Avogadro, $6.02E23$ átomos/mol,

W = peso del elemento en gramos,

f = abundancia fraccional de un núcleo blanco y

M = peso atómico del elemento.

Sustituyendo (18) en (17) y despejando W tenemos

$$W = \frac{M (A_B) T}{f \sigma_{act} \Phi N_0} \cdot \frac{\exp(\lambda_B t_d)}{[1 - \exp(-\lambda_B t_i)]} \quad , \quad 19$$

donde t_i es el tiempo de irradiación, t es el tiempo de decaimiento y T es el tiempo de irradiación más el tiempo de decaimiento. Por último, si el tiempo en que se realizó el conteo no es pequeño comparado con la vida media del elemento radiactivo, entonces es necesario considerar un factor de corrección dado por $F = (1 - e^{-\lambda t_c})$, el cual multiplicará al lado derecho de la ecuación 19, donde t_c es el tiempo de conteo.

En principio, de esta ecuación podría conocerse el valor de W si se conocieran los valores en el lado derecho de la ecuación y este sería un método absoluto para la determinación elemental de una muestra, pero debido a que el flujo en una irradiación pudiera no ser del todo constante durante el tiempo de irradiación y la diversidad de valores que se dan sobre las secciones eficaces, el procedimiento que se utiliza es un método comparativo usando estándares, es decir una muestra de la cual se conoce su composición, es irradiada, dejada decaer y contada bajo las mismas condiciones que la muestra de la cual se desea determinar la cantidad de material de cierto elemento en dicha muestra

La forma en que se realiza es muy sencilla y está dada por

$$W_x = W_s \frac{C_x}{C_s}$$

20

donde W_x es el peso del elemento en la muestra, W_s el peso del elemento en el estándar, C_x la razón de conteo en la muestra y C_s en el estándar, medida bajo las mismas condiciones.

III.- EQUIPO EXPERIMENTAL

En este trabajo se usó el siguiente equipo experimental:

- 1.- Reactor nuclear.
- 2.- Sistema de espectroscopía de radiación gamma.
- 3.- Sistema de cómputo de análisis por activación de neutrones.

En seguida se describirán cada uno de estos equipos.

A.-Reactor Nuclear

El reactor nuclear usado es un TRIGA MARK II , el cuál se encuentra ubicado en el Laboratorio de Investigación de Ingeniería Nuclear de la Universidad de Austin en Texas. Este es un reactor de tipo piscina, es decir su corazón se encuentra sumergido en una piscina a 27 pies de profundidad en agua de alta pureza la cual le ayuda como refrigerante, moderador de neutrones y como blindaje para la radiación transparente, además se encuentra confinado por una estructura de concreto.

El reactor TRIGA MARK II para investigación es muy versátil e inherentemente seguro, dicho reactor fue diseñado y desarrollado

por la General Atomics para los requerimientos en investigación y educación. La palabra TRIGA significa (Training, Research, Isotope production, General Atomics).

Este reactor puede operar a un poder de 1MW en su estado estable y puede ser pulsado a 1500 MW por un período de 10 mseg.

Este 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 usado, para irradiación de elementos con vida media corta, el sistema rotatorio (rotary specimen rack) ubicado en el reflector de grafito del reactor, dicho sistema 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 un detector de germanio de alta pureza, similar a los de Ge(Li), con eficiencia del orden de 40%, la ventaja de estos detectores comparados con los Ge(Li) es que cuando no están en funcionamiento no es necesario tenerlos con bajas temperaturas como los anteriores sino a temperatura ambiente.

C.- Sistema de Cómputo

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 interfase para la adquisición (ND556 AIM) con una rápida y alta resolución en dicha adquisición. Esta estación cuenta con una Digital VAXstation 2000 con capacidad de 4Mb de memoria, disco duro de 42Mb, uso de disco flexible, un display monocromático, 15 pulgadas para el monitor, 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, enlista una librería de datos nucleares usados como son: los isótopos, vida media, etc, realiza cálculos de actividad para análisis de multielementos, y correcciones de interferencia debido a traslapes en los fotopicos

Neutron Activation Analysis Package con el que se efectúa el análisis usando dos métodos a escoger; el método comparativo, y por medio del flujo.

HYPERMET 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 usa un algoritmo para optimizar la eficiencia.

Con estos paquetes es posible pedir un reporte general en el 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 en el que termina, la ecuación de calibración para la energía y para el FWHM.

Con estos paquetes se obtiene una lista que da la energía de fotopico encontrada, el área bajo el fotopico, el background, el FWHM, el centroide del fotopico, el canal izquierdo donde comienza el fotopico, el ancho de fotopico, las cuentas por segundo en cada fotopico y el error asociado a dicho cálculo.

Por otro lado se le puede pedir la comparación de la muestra con el estándar para que determine que elementos existen en la muestras y si estos aparecen en el estándar, pueda realizar un análisis cuantitativo dando la cantidad presente en ppm, ppb o en porcentajes.

IV.- PROCEDIMIENTO EXPERIMENTAL

A.- Preparación de Muestras y Estándares

El procedimiento de 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 conllevaría a una mala determinación cualitativa o el no poder observar algún elemento.

A continuación se describe la manera en que dicha preparación fue llevada a cabo.

1.- Empleo de guantes limpios para evitar la contaminación por sodio proveniente del sudor de las manos. El sodio (Na) es un elemento que tiene la característica de ser muy sensible a este método y puede impedir la detección de algún elemento de interés.

2.- Utilización de 7 polyvials pequeños (1cm^3) para la irradiación corta, que fueron lavados previamente con mucho cuidado e identificados con marcas de cautín y posteriormente destarados en una báscula electrónica.

3.- Los polyvials marcados como O-1, O-2, O-3 y O-4 fueron utilizados para contener las muestras de cemento gris, clinker blanco, crudo de cemento y clinker gris respectivamente. Los polyvials S-0, S-1 y S-2 fueron usados para los siguientes estándares: vacío, Trace Elements in Coal (T.E.C.) y Trace Elements in Fly Ash (T.E.F.A.).

4.- Deposición de las muestras y estándares en sus correspondientes polyvials. Para calcular la cantidad de masa de las muestras que se colocarán en los polyvials, se estima la actividad de un gramo de muestra irradiada por 10 minutos y dejada decaer por 10 minutos. Con esto es posible determinar la masa necesaria para obtener una actividad conveniente para su manejo y conteo.

5.- Cuantificación de la masa depositada en cada uno de los polyvials haciendo uso de la báscula electrónica.

6.- Sellado de los polyvials con cautín eléctrico y verificación del sellado mediante una prueba de inmersión en agua.

7.- Preparación de 2 polyvials medianos (5 cm^3) por cada polyvial pequeño (muestra o estándar) que será irradiado en el reactor para asegurar el sellado, y el otro se utilizará para colocar el polyvial pequeño después de la irradiación, esto con el propósito de eliminar la actividad generada en el primer polyvial mediano que se introdujo en el reactor.

Para la irradiación larga se prepararon, de la misma forma descrita, cuatro muestras, cinco estándares y un vacío, identificando los polyvials con las siguientes marcas: O-1, O-2, O-3 y O-4 para las muestras de cemento, S-3, S-4, S-5, 26 y 27 para los estándares y 25 para el vacío.

En la tabla 1 se indican los nombres, las claves, identificaciones y masas de las muestras y los estándares para la irradiación corta.

MUESTRA	CLAVE	IDENTIFICACION	MASA(gr)
CEMENTO GRIS	18801	O-1	0.07508
CLINCKER BLANCO	18809	O-2	0.15466
CRUDO DE CEMENTO	50703	O-3	0.09142
CLINCKER GRIS	18807	O-4	0.13025
ESTANDAR	CLAVE	IDENTIFICACION	MASA(gr)
T. E. C*	NBS 1632a	S-1	0.07360
T. E. F. A**	NBS 1633a	S-2	0.10959
VACIO	BLANCO	S-0	XXXXXX

TABLA 1 (IRRADIACION CORTA)

* TRACE ELEMENTS IN COAL.

** TRACE ELEMENTS IN FLY ASH.

La tabla 2 muestra la misma información sólo que para la irradiación larga.

MUESTRA	CLAVE	IDENTIFICACION	MASA(gr)
CEMENTO GRIS	18801	O-1	0.07508
CLINCKER BLANCO	18809	O-2	0.15466
CRUDO DE CEMENTO	50703	O-3	0.09142
CLINCKER GRIS	18807	O-4	0.13025
ESTANDAR	CLAVE	IDENTIFICACION	MASA(gr)
T. E. C.	NBS 1632a	26	0.195870
T. E. F. A.	NBS 1633a	27	0.241050
BASALT	BCR-1	S-3	0.112630
DUNITE	DTS-1	S-4	0.10077
PERIDOTITE	PPC-1	S-5	0.120760
BLANCO	BLANCO	25	XXXXXXXX

TABLA 2 (IRRADIACION LARGA)

B.- Condiciones Experimentales en Irradiación Corta.

Una vez preparadas las muestras en los polyvials se encapsulan en otros polyvials grandes de mayor grueso, que son usados como contenedores para poder introducirlos al reactor, estos polyvials se ponen duros y de un color obscuro debido a las anteriores irradiaciones, y son identificados también por un número que con anterioridad se les había dado, anotando en qué polyvial grande se coloca el polyvial mediano.

Estos polyvials son transportados por un carrito hasta la parte superior de la piscina del reactor y se introducen uno por uno en el rotary specimen rack (Lazy Susan), identificando la posición de cada uno de estos. Colocados todos en posición el reactor se opera en forma estable por un período de diez minutos a una potencia de 250 Kw y con un flujo de neutrones de 2×10^{12} n/cm²-seg.

Después del tiempo de irradiación los polyvials son sacados y transportados al cuarto donde los polyvials pequeños son extraídos de los polyvials grande y medianos y puestos en los otros polyvials medianos, transportándolos al laboratorio de medición, el cuál está provisto con un detector de Germanio hiperpuro contando éste con un carrusel que en forma automática va cambiando cada muestra después de leerla durante 500 segundos. El sistema realiza automáticamente la corrección del tiempo muerto y uno puede ir observando el espectro durante los minutos que dura el conteo, posteriormente la información de la muestra es grabada y continúa contando la siguiente. La ventaja de esto es que puede trabajar el

sistema toda la noche sin tener la necesidad de estar presente, al finalizar se puede pedir un listado de la información deseada, la cual será presentada en los resultados en el siguiente capítulo.

C.- Condiciones Experimentales en Irradiación Larga.

El procedimiento descrito en el tema anterior fue repetido para la irradiación larga con la diferencia de que fueron introducidos cinco estándares y el tiempo de irradiación fue de una hora, se dejaron decaer por espacio de cerca de 48 horas y se les tomó una primer lectura de 45 minutos.

Después de 2 meses de decaimiento serán contadas por un período de 8 horas.

V.- RESULTADOS

A.- Irradiación Corta

En las siguientes hojas se da la información y resultados correspondientes a la irradiación corta en los cuales se describe qué muestra es, la fecha en la que fue extraída del reactor y la fecha en que se empezó a realizar el conteo, así como el tiempo en que se realizó el conteo real. También se da la eficiencia del detector utilizado, la geometría, la fecha en que se realizó la calibración con la que se trabajó, la curva de calibración, el número de iteraciones que realizó, el canal donde comenzó, el canal donde terminó y los Kev/Canal.

También se obtuvieron los picos (Pk) que identificó, la energía (Energy) donde ubica el centroide, el área (Area) debajo del pico sin el background, el background (Bkgnd), el canal donde se encuentra el centroide (Channel), el FWHM (ancho del pico a la mitad de la altura del pico) el canal donde empieza (Left) a localizar el pico así como el ancho (Pw) del mismo en canales, las cuentas por segundo (Cts/Sec) y el porcentaje de error al determinar el área (%Err).

Toda esta información es a continuación presentada para la irradiación corta y en el subtema B para la irradiación larga.

```

*****DETECTOR  PARAMETERS*****
                                SHORT COUNT

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

```

                                3-AUG-1992  15:48:56

                                NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
                                NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

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

Sample id: S-0                        Sample weight: 1.00000E+00 g
Project title: MONTERREY PROJECT SHORT COUNT
Configuration: BLANCO
Acquisition time: 23-JUL-1992  18:00:52.06
Decay corrected to: 23-JUL-1992  17:16:00.00
Preset live time: 00:08:20.00        Preset real time: 00:00:00.00
Elapsed live time: 00:08:20.00      Elapsed real time: 00:08:20.93

                                BLANCO

Pk  Energy   Area  Bkgnd  FWHM  Channel  Left  Pw  Cts/Sec  %Err
1   510.86   391   344    2.64  1022.00  1014  16   0.781    8.2
2   1293.45  9530  100    2.20  2579.79  2569  19   19.1     5.8
3   1642.41   88    8      2.04  3273.89  3263  19   0.176    2.1
    
```

3-AUG-1992 15:48:56

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

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

Sample id: O-1 Sample weight: 7.50800E-02 g
 Project title: MONTERREY PROJECT SHORT COUNT
 Configuration: 18801 (CEMENTO GRIS)
 Acquisition time: 23-JUL-1992 18:10:17.56
 Decay corrected to: 23-JUL-1992 00:00:00.00
 Preset live time: 00:08:20.00 Preset real time: 00:00:00.00
 Elapsed live time: 00:08:20.00 Elapsed real time: 00:08:46.51

MUESTRA O-1

Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err
1	74.36	1741	12037	1.27	152.45	148	9	3.48	11.6
2	94.64	2071	12070	1.16	192.86	189	9	4.14	9.8
3	165.87	2408	11205	1.33	334.79	331	9	4.82	8.2
4	388.65	1699	7353	1.46	778.59	774	10	3.4	9.7
5	417.01	598	6793	1.62	835.09	831	9	1.2	25.2
6	510.95	17428	15765	2.69	1022.18	1013	20	34.9	1.9
7	788.86	899	3164	1.92	1575.56	1569	13	1.8	13.4
8	846.84	271432	6670	1.82	1690.99	1681	19	543	0.2
9	1097.25	853	2865	2.27	2189.38	2184	12	1.71	13.0
10	1293.38	8234	2509	2.15	2579.65	2569	17	16.5	1.8
11	1368.54	37386	2967	2.25	2729.18	2719	20	74.8	0.6
12	1524.66	1036	2760	2.11	3039.72	3032	15	2.07	11.5
13	1731.82	2085	1953	3.24	3451.69	3442	22	4.17	6.0
14	1810.91	40354	2766	2.65	3608.95	3597	25	80.7	0.6

3-AUG-1992 15:49:05

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

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

Sample id: O-2 Sample weight: 1.54660E-01 g
 Project title: MONTERREY PROJECT SHORT COUNT
 Configuration: 18809 (CLINKER CEMENTO BLANCO)
 Acquisition time: 23-JUL-1992 18:20:46.54
 Decay corrected to: 23-JUL-1992 00:00:00.00
 Preset live time: 00:08:20.00 Preset real time: 00:00:00.00
 Elapsed live time: 00:08:20.00 Elapsed real time: 00:08:34.52

MUESTRA O-2

Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err
1	47.22	2459	9627	1.72	98.36	93	11	4.92	8.0
2	54.02	787	6108	1.2	111.92	109	7	1.57	16.7
3	94.57	4286	7551	1.18	192.72	188	9	8.57	4.0
4	361.82	540	3871	1.43	725.15	721	9	1.08	21.0
5	388.62	2616	4417	1.58	778.53	773	11	5.23	5.3
6	510.93	6827	8126	2.67	1022.15	1013	18	13.7	3.3
7	846.84	154962	3363	1.81	1690.98	1682	18	310	0.3
8	1090.91	570	1183	1.75	2176.76	2171	13	1.14	13.5
9	1293.52	7493	911	2.24	2579.92	2572	29	1.5	1.4
10	1299.56	850	1226	3.78	2591.94	2572	29	1.7	10.3
11	1368.51	6396	1196	2.39	2729.11	2722	16	12.8	1.8
12	1524.84	1331	1530	2.44	3040.07	3033	16	2.66	7.1
13	1602.41	643	1465	1.92	3194.35	3186	18	1.29	15.2
14	1810.86	23390	1222	2.70	3608.85	3597	24	46.8	0.8

3-AUG-1992 15:49:09

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

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

Sample id: O-3 Sample weight: 9.14200E-02 g
 Project title: MONTERREY PROJECT SHORT COUNT
 Configuration: 050703 (CRUDO DE CEMENTO)
 Acquisition time: 23-JUL-1992 18:30:25.80
 Decay corrected to: 23-JUL-1992 00:00:00.00
 Preset live time: 00:08:20.00 Preset real time: 00:00:00.00
 Elapsed live time: 00:08:20.00 Elapsed real time: 00:08:59.11

MUESTRA O-3

Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err
1	94.40	1904	15236	1.11	192.39	189	8	3.81	11.4
2	510.97	19734	22537	264	1022.23	1013	18	39.5	1.9
3	788.35	1624	5263	2.30	1574.54	1566	16	3.25	10.4
4	864.85	443927	10090	1.83	1690.99	1681	20	888	0.2
5	1090.82	1511	4963	2.21	2176.58	2168	17	3.02	11.0
6	1293.50	5756	2716	2.25	2579.88	2571	30	11.5	2.3
7	1299.66	2153	3615	3.35	2592.15	2571	30	4.31	7.1
8	1368.56	43664	4731	2.33	2729.20	2721	20	87.3	0.6
9	1731.82	2594	2495	2.96	3451.69	3442	20	5.19	5.1
10	1810.93	66035	4151	2.68	3608.98	3597	23	132	0.5

3-AUG-1992 15:49:13

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
 NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

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

Sample id: O-4 Sample weight: 1.30250E-01 g
 Project title: MONTERREY PROJECT SHORT COUNT
 Configuration: 18807 (CLINKER CEMENTO GRIS)
 Acquisition time: 23-JUL-1992 17:16:00.00
 Decay corrected to: 23-JUL-1992 00:00:00.00
 Preset live to: 00:08:20.00 Preset real time: 00:00:00.00
 Elapsed live time: 00:08:20.00 Elapsed real time: 00:09:16.61

MUESTRA O-4

Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err
1	94.65	1219	19609	1.49	192.88	190	7	2.44	19.3
2	511.00	23526	33732	2.82	1022.28	1014	18	41.7	2.0
3	788.71	2401	5954	1.95	1575.26	1569	13	4.8	6.9
4	846.84	722023	16136	1.89	1690.99	1681	20	1440	0.1
5	1090.92	2067	4464	2.45	2176.79	2170	14	4.13	7.2
6	1293.56	4178	3966	2.34	2580.01	2570	32	8.36	3.6
7	1299.55	3221	5578	3.19	2591.91	2570	32	6.44	5.9
8	1368.57	23268	5673	2.37	2729.24	2720	17	46.5	1.0
9	1602.06	3307	6987	3.20	3193.66	3183	20	6.61	6.5
10	1732.12	1340	3175	2.96	3452.28	3444	18	2.68	10.4
11	1810.95	106878	6330	2.74	3609.02	3597	23	214	0.4

3-AUG-1992 15:49:13

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

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

Sample id: S-1 Sample weight: 1.30250E-01 g
 Project title: MONTERREY PROJECT SHORT COUNT
 Configuration: TRACE ELEMENTS IN COAL
 Acquisition time: 23-JUL-1992 19:44:26.03
 Decay corrected to: 23-JUL-1992 00:00:00.00
 Preset live time: 00:08:20.00 Preset real time: 00:00:00.00
 Elapsed live time: 00:08:20.00 Elapsed real time: 00:08:22.77

MUESTRA S-1

Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err
1	46.91	1254	1873	1.56	97.74	91	13	2.51	7.8
2	94.51	1676	1604	1.24	192.60	187	11	3.35	5.2
3	121.77	827	1539	1.31	246.91	242	11	1.65	10.2
4	360.98	230	1121	1.65	723.47	718	16	0.46	33.9
5	511.01	2732	1203	2.72	1022.30	1013	21	5.46	3.8
6	776.38	202	377	1.48	1550.71	1546	12	0.403	21.7
7	841.71	556	360	2.06	1680.78	1673	26	1.11	8.5
8	846.89	10257	330	1.79	1691.08	1673	26	20.5	1.1
9	963.43	313	330	1.74	1923.06	1919	9	0.627	12.3
10	1293.53	3619	365	2.26	2579.95	2570	18	7.24	2.1
11	1368.69	6057	340	2.23	2729.47	2718	20	12.1	1.5
12	1524.93	749	166	1.80	3040.26	3031	16	1.50	5.5
13	1643.36	353	261	2.31	3275.77	3267	21	0.706	13.6
14	1732.17	374	119	2.88	3452.38	3445	16	0.749	8.9
15	1811.14	2479	178	2.58	3609.41	3599	21	4.96	2.5

3-AUG-1992 20:48:07.46

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

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

Sample id: S-2 Sample weight: 1.09590E-01 g
 Project title: MONTERREY PROJECT SHORT COUNT
 Configuration: TRACE ELEMENTS IN FLY ASH
 Acquisition time: 23-JUL-1992 19:53:50.81
 Decay corrected to: 23-JUL-1992 00:00:00.00
 Preset live time: 00:08:20.00 Preset real time: 00:00:00.00
 Elapsed live time: 00:08:20.00 Elapsed real time: 00:08:32.69

MUESTRA S-2

Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err
1	39.86	2293	9503	1.43	83.71	79	10	4.59	8.2
2	45.60	2272	5467	2.02	95.14	92	13	4.54	5.8
3	47.20	8871	7467	1.51	98.33	92	13	17.7	2.1
4	53.69	2899	5237	1.16	111.26	106	13	5.8	4.6
5	55.24	905	5150	1.16	114.34	106	13	1.81	14.5
6	94.54	16571	8843	1.17	192.66	187	12	33.1	1.4
7	103.11	1857	5365	1.26	209.74	207	8	3.71	7.3
8	121.63	8253	7819	1.24	246.64	241	12	16.5	2.4
9	165.73	4368	6034	1.23	334.51	330	10	8.74	3.7
10	279.73	1722	4457	1.27	561.63	558	9	3.44	7.5
11	328.68	577	3841	1.35	659.14	655	10	1.15	20.4
12	344.38	1628	3889	1.37	690.41	685	11	3.26	7.9
13	361.81	2447	4050	1.43	725.13	720	12	4.89	5.6
14	388.59	2411	3707	1.46	778.48	773	12	4.82	5.5
15	486.97	997	3660	1.67	974.42	968	12	1.99	12.5
16	510.98	8191	6340	2.69	1022.25	1013	19	16.4	2.6
17	559.07	2508	3756	1.44	1118.02	1113	11	5.02	5.1
18	633.36	830	4338	1.69	1265.96	1262	10	1.66	15.7
19	715.54	1303	3105	1.90	1429.59	1421	19	2.61	10.8
20	834.23	1236	1629	1.62	1665.88	1661	12	2.47	7.3
21	841.70	4940	1564	1.81	1680.74	1672	27	9.88	2.1
22	846.88	84795	1365	1.80	1691.06	1672	27	170	0.4
23	963.34	3548	2054	1.94	1922.88	1913	21	7.10	3.6
24	1293.52	4028	1173	2.08	2579.92	2572	15	8.06	2.5
25	1368.68	17539	1306	2.28	2729.45	2720	20	35.1	0.9
26	1524.94	4098	1420	2.29	3040.28	3030	20	8.20	2.7
27	1598.12	1118	1688	2.62	3185.81	3174	26	2.24	10.6
28	1732.28	978	652	2.76	3452.61	3444	18	1.96	7.0
29	1811.16	13369	1161	2.71	3609.45	3598	26	26.7	1.1

B.- Irradiación Larga

```

*****DETECTOR PARAMETERS*****

                                LONG COUNT

Detector name: TENNELEC40                      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) = (1.61774)+(4.99483E-01)*Channel+(-5.85355E-08)*Channel**2
FWHM (KEV) = (1.69957E+00)+(3.84821E-02)*SQRT(Energy)
    
```

```

                                7-AUG-1992  11:35:01.73

                                NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
                                NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

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

Sample id: 25                                  Sample weight: 1.00000E+00 g
Project title: MONTERREY PROJECT LONG COUNT
Configuration: BLANCO
Acquisition time: 6-AUG-1992  22:45:42.33
Decay corrected to: 4-AUG-1992  16:36:00.00
Preset live time: 00:00:00.00                 Preset real time: 00:00:00.00
Elapsed live time: 00:44:54.35                 Elapsed real time: 00:45:00.00

                                BLANCO

Pk  Energy  Area  Bkgnd  FWHM  Channel  Left  Pw  Cts/Sec  %Err
1   27.84   888   1541   1.71   52.50    50    7   0.329    8.0
2   74.07   5631  10974  3.91   145.06   135   19   2.09     4.7
3   85.39   1954  8320   3.47   167.73   160   15   0.725   10.5
4   510.82  6334  2254   3.59   1019.58  1008  25   2.35     2.4
5   889.11  705   932    2.95   1777.19  1770  16   0.261   10.7
6   1099.30 742   1386   3.55   2198.19  2190  19   0.275   13.0
7   1120.78 831   1345   3.07   2241.22  2232  19   0.309   11.4
8   1291.71 490   587    2.93   2583.63  2573  23   0.182   12.1
9   1368.51 15499 634    3.38   2737.48  2722  30   5.75     0.9
10  1524.25 634   274    3.33   3049.51  3036  27   0.235   7.4
11  1731.20 1127  391    4.20   3464.14  3449  28   0.418   5.3
    
```


7-AUG-1992 11:35:25.24

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

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

Sample id: O-1
Project title: MONTERREY PROJECT LONG COUNT
Configuration: 18801 (CEMENTO GRIS)
Acquisition time: 7-AUG-1992 04:56:54.61
Decay corrected to: 4-AUG-1992 16:36:00.00
Preset live time: 00:00:00.00
Elapsed live time: 00:44:20.50
Sample weight: 7.50800E-02 g
Preset real time: 00:00:00.00
Elapsed real time: 00:45:00.00

MUESTRA 0-1

Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err
1	27.83	5037	7179	1.68	52.47	48	9	1.89	3.6
2	73.73	21399	61599	4.33	144.38	131	27	8.04	3.3
3	85.37	9306	43441	3.30	167.68	157	20	3.50	5.6
4	103.36	5090	29345	2.42	203.71	198	13	1.91	7.1
5	159.40	1763	23664	2.23	315.89	311	11	0.663	17.1
6	328.40	1579	19372	2.35	654.30	649	13	0.594	18.2
7	438.47	2514	13372	2.78	874.70	868	14	0.945	10.0
8	486.94	2680	13385	2.67	971.75	964	15	1.01	9.6
9	510.85	51760	24454	3.63	1019.64	1008	29	19.5	1.0
10	559.01	14740	11521	2.74	1116.08	1105	29	5.54	1.8
11	563.96	4844	10531	2.83	1125.99	1105	29	1.82	5.0
12	657.13	2081	9896	2.84	1312.59	1305	16	0.782	10.9
13	815.69	970	7434	2.47	1630.14	1624	13	0.364	18.7
14	1297.32	784	4526	3.75	2594.87	2587	16	0.295	17.0
15	1368.53	17975	48359	3.43	2737.52	2722	34	67.6	0.3
16	1524.17	3033	4372	3.19	3049.35	3035	29	1.14	5.6
17	1595.75	2414	3730	3.39	3192.76	3180	26	0.908	6.2
18	1731.12	12392	5342	4.02	3463.99	3451	28	4.66	1.7

7-AUG-1992 11:35:32.53

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

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

Sample id: O-2 Sample weight: 1.54660E-01 g
 Project title: MONTERREY PROJECT LONG COUNT
 Configuration: 18809 (CLINKER CEMENTO BLANCO)
 Acquisition time: 7-AUG-1992 05:43:17.54
 Decay corrected to: 4-AUG-1992 16:36:00.00
 Preset live time: 00:00:00.00 Preset real time: 00:00:00.00
 Elapsed live time: 00:44:30.83 Elapsed real time: 00:45:00.00

MUESTRA 0-2

Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err
1	28.92	9930	12198	3.17	54.66	48	16	3.72	2.8
2	73.97	16973	45454	3.85	144.85	135	22	6.36	3.3
3	85.30	7966	31923	2.91	167.54	160	17	2.98	5.3
4	103.25	9899	32068	2.47	203.49	195	17	3.71	4.3
5	159.32	3102	25952	2.42	315.74	310	14	1.16	11.1
6	328.81	4174	14870	2.31	655.11	650	13	1.56	6.3
7	487.04	6499	12019	2.84	971.96	964	17	2.43	4.1
8	510.87	36643	16890	3.60	1019.67	1007	27	13.7	1.1
9	559.02	5539	9809	2.92	1116.11	1107	26	2.07	4.5
10	563.83	1907	7517	2.62	1125.74	1107	26	0.714	10.2
11	815.70	2088	6184	2.84	1630.16	1623	15	0.782	8.5
12	833.94	1167	5649	2.84	1666.69	1660	14	0.437	14.1
13	1297.04	1484	3841	3.26	2594.32	2585	19	0.556	9.1
14	1368.52	95934	5802	3.39	2737.52	2722	32	35.9	0.4
15	1524.55	3675	2934	3.86	3050.11	3037	28	1.38	3.9
16	1595.92	4995	2800	3.70	3193.10	3181	26	1.87	2.8
17	1731.26	7519	3048	3.97	3464.26	3452	26	2.82	2.1

7-AUG-1992 11:35:40.78

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
 NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

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

Sample id: O-3
 Project title: MONTERREY PROJECT LONG COUNT
 Configuration: 050703(CRUDO DE CEMENTO)
 Acquisition time: 7-AUG-1992 06:29:43.40
 Decay corrected to: 4-AUG-1992 16:36:00.00
 Preset live time: 00:00:00.00
 Elapsed live time: 00:44:18.33
 Sample weight: 9.14200E-02 g
 Preset real time: 00:00:00.00
 Elapsed real time: 00:45:00.00

MUESTRA 0-3

Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err
1	28.29	15438	3501	3.75	53.40	48	26	5.81	1.4
2	32.20	8229	22842	3.94	61.22	48	26	3.10	5.4
3	35.73	2222	18680	2.64	68.30	48	26	0.836	11.3
4	74.12	19037	43712	4.07	145.16	136	18	7.16	2.7
5	85.46	9319	37418	2.97	167.87	160	17	3.51	4.9
6	103.25	6316	31957	2.55	203.48	160	17	3.51	4.9
7	159.56	1721	24247	1.94	316.23	312	11	0.647	17.7
8	328.91	1537	15469	2.18	655.32	651	10	0.578	15.4
9	487.21	3303	14810	2.80	972.31	965	16	1.24	8.5
10	510.88	51286	23500	3.54	1019.70	1007	27	19.3	0.9
11	559.01	13189	12577	2.77	1116.09	1103	30	4.96	2.1
12	564.02	1470	7878	1.91	1126.11	1103	30	0.553	12.2
13	656.63	1618	9149	2.92	1311.59	1304	14	0.609	12.9
14	815.52	679	7508	2.41	1629.79	1624	12	0.256	25.8
15	1120.46	672	13187	2.77	2240.59	2235	13	0.253	35.4
16	1297.03	786	3781	3.90	2594.28	2588	13	0.296	14.6
17	1368.55	20895	38407	3.45	2737.56	2722	34	78.6	0.2
18	1524.71	2038	3197	3.55	3050.42	3041	20	0.767	6.3
19	1596.16	2525	3799	3.75	3193.58	3182	23	0.950	5.8
20	1731.22	13783	5192	3.98	3464.19	3450	27	5.18	1.5

7-AUG-1992 11:35:48.14

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

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

Sample id: O-4 Sample weight: 1.30250E-01 g
 Project title: MONTERREY PROJECT LONG COUNT
 Configuration: 18807 (CLINKER CEMENTO GRIS)
 Acquisition time: 7-AUG-1992 07:16:06.41
 Decay corrected to: 4-AUG-1992 16:36:00.00
 Preset live time: 00:00:00.00 Preset real time: 00:45:00.00
 Elapsed live time: 00:44:18.16 Elapsed real time: 00:45:00.00

MUESTRA 0-4

Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err
1	28.05	10279	3662	2.61	52.93	48	20	3.87	2.0
2	30.71	5788	14945	2.54	58.24	48	20	2.18	5.2
3	33.23	2170	15475	2.03	63.29	48	20	0.816	10.1
4	74.12	19015	51490	3.91	145.15	135	21	7.15	3.1
5	85.28	9444	47813	3.28	167.51	157	21	3.55	5.8
6	103.33	6521	36435	2.72	203.65	196	16	2.45	6.7
7	158.96	3061	27928	2.40	315.02	309	13	1.15	11.4
8	328.60	1254	16893	1.97	654.69	650	11	0.472	20.2
9	487.05	1945	14278	2.30	971.97	964	15	0.732	13.5
10	510.84	52517	23180	3.65	1019.61	1006	27	19.8	0.9
11	559.00	24177	13389	2.77	1116.06	1105	28	9.10	1.3
12	563.76	1900	11557	4.11	1125.60	1105	28	0.715	13.2
13	657.17	3500	12119	2.65	1312.66	1304	19	1.32	7.8
14	858.06	714	9589	1.79	1715.01	1707	15	0.269	29.9
15	889.21	3050	11815	2.86	1777.39	1768	19	1.15	8.7
16	1098.98	822	11050	2.72	2197.57	2192	12	0.309	25.9
17	1120.41	3003	19065	3.21	2240.48	2231	20	1.13	11.4
18	1297.43	799	4650	3.33	2595.09	2587	16	0.30	16.9
19	1368.53	20883	78020	3.45	2737.54	2722	31	78.6	0.2
20	1524.40	1975	3635	3.43	3049.81	3038	23	0.743	7.1
21	1595.89	1805	3440	3.73	3193.04	3182	22	0.679	7.5
22	1731.26	13947	5082	4.18	3464.26	3452	27	5.25	1.5

7-AUG-1992 18:49:36.35

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

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

Sample id: S-3 Sample weight: 1.12630E-01 g
 Project title: MONTERREY PROJECT LONG COUNT
 Configuration: BCR-1
 Acquisition time: 7-AUG-1992 15:13:30.78
 Decay corrected to: 4-AUG-1992 16:36:00.00
 Preset live time: 00:00:00.00 Preset real time: 00:45:00.00
 Elapsed live time: 00:43:03.66 Elapsed real time: 00:45:00.00

MUESTRA S-3

Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err
1	28.06	22814	7051	2.81	52.93	48	17	8.83	1.2
2	30.89	8188	32293	2.18	58.60	48	17	3.17	4.7
3	37.02	279	34213	2.83	70.87	68	8	0.108	115.4
4	74.19	24618	107585	3.47	145.30	137	22	9.53	3.5
5	85.12	14685	81985	2.89	167.18	158	18	5.68	4.6
6	103.08	22311	65894	2.60	203.15	196	15	8.64	2.6
7	121.74	2594	41559	2.36	240.51	236	10	1.00	14.9
8	328.77	5017	50991	2.44	655.04	648	14	1.94	9.6
9	346.28	3100	39457	2.69	690.10	685	12	1.20	12.9
10	486.76	7372	34166	2.89	971.39	965	14	2.85	5.5
11	510.78	147660	59946	3.66	1019.51	1006	26	57.2	0.5
12	815.93	2719	25060	3.12	1630.62	1625	13	1.05	12.2
13	857.30	3277	32202	4.16	1713.47	1706	16	1.27	12.4
14	889.28	8004	32599	3.16	1777.53	1770	16	3.10	5.2
15	1099.17	1373	43912	2.38	2197.93	2192	13	0.531	31.5
16	1120.30	6427	57686	3.24	2240.28	2233	16	2.49	8.5
17	1291.80	1791	19159	3.73	2583.81	2573	22	0.693	16.8
18	1368.57	795399	29374	3.51	2737.60	2722	35	308	0.1
19	1524.61	6162	12516	3.46	3193.25	3181	24	2.39	4.3
20	1596.00	51956	23121	4.20	3464.32	3450	36	20.1	0.9

7-AUG-1992 18:49:43.77

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

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

Sample id: S-4 Sample weight: 1.00770E-01 g
 Project title: MONTERREY PROJECT LONG COUNT
 Configuration: DTS-1
 Acquisition time: 7-AUG-1992 15:59:57.45
 Decay corrected to: 4-AUG-1992 16:36:00.00
 Preset live time: 00:00:00.00 Preset real time: 00:45:00.00
 Elapsed live time: 00:44:57.67 Elapsed real time: 00:45:00.00

MUESTRA S-4

Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err
1	28.29	328	809	2.55	53.40	51	8	0.122	1.2
2	74.16	1393	3343	4.01	145.24	136	24	0.516	11.7
3	320.08	18277	1632	2.61	637.63	629	21	6.78	0.9
4	510.79	1947	978	3.52	1019.53	1008	23	0.722	4.7
5	564.36	411	713	3.15	1126.80	1117	19	0.153	17.2
6	834.42	99	422	1.23	1667.65	1662	11	0.0366	41.6
7	889.36	891	921	2.75	1777.70	1767	22	0.330	9.4
8	1099.30	1837	901	2.83	2198.20	2185	25	0.681	5.0
9	1120.68	912	978	2.38	2241.03	2228	26	0.338	9.9
10	1173.12	1711	636	3.35	2346.08	2333	27	0.634	4.2
11	1291.57	1145	245	2.79	2583.35	2568	30	0.424	4.6
12	1332.29	1525	149	2.89	2664.93	2650	29	0.565	3.5
13	1368.48	6379	183	3.39	2737.42	2723	28	2.36	1.4
14	1460.21	136	88	0.86	2921.19	2911	22	0.0502	18.1
15	1731.14	440	140	3.83	3464.02	3450	29	0.163	8.7

7-AUG-1992 18:49:51.67

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
 NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

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

Sample id: S-5 Sample weight: 1.20760E-01 g
 Project title: MONTERREY PROJECT LONG COUNT
 Configuration: PCC-1
 Acquisition time: 7-AUG-1992 16:46:22.14
 Decay corrected to: 4-AUG-1992 16:36:00.00
 Preset live time: 00:00:00.00 Preset real time: 00:45:00.00
 Elapsed live time: 00:44:57.62 Elapsed real time: 00:45:00.00

MUESTRA S-5

Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err
1	28.26	916	266	3.48	53.34	48	20	0.339	6.1
2	32.05	337	1074	2.95	60.93	48	20	0.125	21.2
3	41.66	286	3390	9.92	80.17	67	27	0.106	58.5
4	74.13	1114	2603	3.68	145.18	136	18	0.413	11.3
5	192.38	363	1296	2.73	381.93	376	11	0.135	20.1
6	320.06	14356	2041	2.57	637.59	626	26	5.32	1.2
7	511.00	1930	1143	3.73	1019.94	1007	26	0.715	5.3
8	564.17	713	966	2.47	1126.41	1117	21	0.264	11.4
9	810.64	418	803	2.76	1620.03	1608	21	0.155	17.4
10	889.31	2885	849	2.90	1777.60	1768	21	1.07	3.3
11	1099.31	1994	906	3.02	2198.21	2186	24	0.739	4.6
12	1120.39	2509	878	2.97	2240.45	2227	26	0.930	4.1
13	1173.22	1580	628	3.33	2346.28	2334	26	0.586	4.5
14	1291.58	1277	165	3.25	2583.37	2572	22	0.473	3.7
15	1332.53	1411	230	3.50	2665.41	2653	30	0.523	3.9
16	1368.48	6646	162	3.23	2737.43	2722	30	2.46	1.3
17	1731.37	424	170	4.35	3464.49	3449	31	0.157	9.1

7-AUG-1992 15:07:41.47

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

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

Sample id: 26 Sample weight: 1.95870E-01 g
 Project title: MONTERREY PROJECT LONG COUNT
 Configuration: TRACE ELEMENTS IN COAL
 Acquisition time: 7-AUG-1992 13:33:16.65
 Decay corrected to: 4-AUG-1992 16:36:00.00
 Preset live time: 00:00:00.00 Preset real time: 00:45:00.00
 Elapsed live time: 00:44:43.86 Elapsed real time: 00:45:00.00

MUESTRA 26

Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err
1	28.28	6725	595	3.66	53.39	48	53	2.51	1.9
2	31.88	5318	4013	3.80	60.59	48	53	1.98	5.1
3	34.98	2956	5106	3.12	66.80	48	53	1.10	7.9
4	37.72	3201	7654	3.45	72.28	48	53	1.19	8.0
5	41.26	4454	12869	4.53	79.38	48	53	1.66	7.1
6	46.46	2894	14639	4.79	89.78	48	53	1.08	9.5
7	74.32	5142	16846	3.27	145.57	138	16	1.92	5.9
8	85.00	2468	14085	2.92	166.94	160	15	0.919	10.7
9	103.27	19329	18431	2.44	203.53	196	20	7.20	1.9
10	122.02	1541	11178	2.83	241.06	234	14	0.574	14.7
11	221.51	951	9276	1.88	440.26	435	11	0.354	19.8
12	328.75	5679	9820	2.63	655.00	647	16	2.12	4.2
13	486.94	9446	6877	2.85	971.75	965	18	3.52	2.3
14	510.90	13406	8370	3.46	1019.75	1007	24	4.99	2.0
15	554.23	15466	5482	2.74	1106.51	1098	25	5.76	1.4
16	558.98	4266	5223	2.63	1116.02	1098	25	1.59	4.1
17	618.99	9170	6425	2.83	1236.20	1225	23	3.42	2.5
18	657.16	784	3843	2.28	1312.65	1305	16	0.292	18.2
19	698.20	5265	4443	2.86	1394.84	1385	20	1.96	3.4
20	751.13	476	3912	1.94	1500.84	1495	17	0.178	30.3
21	776.42	14086	5449	2.97	1551.48	1538	26	5.25	1.7
22	815.77	2935	3967	2.65	1630.29	1622	17	1.09	5.3
23	827.83	3846	3747	3.03	1654.45	1644	31	1.43	4.1
24	834.19	1151	3385	3.05	1667.19	1644	31	0.429	11.7
25	841.49	682	2721	3.32	1681.81	1676	13	0.254	16.2
26	868.18	864	3813	2.56	1735.27	1727	19	0.322	17.5
27	889.20	3040	3973	3.07	1777.37	1768	18	1.13	5.2
28	925.19	725	3134	3.18	1849.45	1843	14	0.270	16.9
29	1043.90	3684	5242	3.26	2087.23	2075	21	1.37	5.3
30	1120.41	2738	5698	3.23	2240.48	2231	18	1.02	6.8
31	1291.83	417	2191	3.85	2583.87	2574	20	0.155	23.9
32	1317.42	2960	2558	3.13	2635.13	2622	25	1.10	4.4
33	1368.54	63837	3364	3.40	2737.55	2722	34	0.238	0.5

CONTINUACION MUESTRA 26									
Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err
34	1474.94	1729	1085	3.35	2950.72	2938	26	0.644	5.1
35	1524.49	3257	1200	3.54	3049.98	3036	27	1.21	3.1
36	1596.01	7377	1007	3.68	3193.27	3183	22	2.75	1.5
37	1731.37	4089	1492	4.10	3464.49	3451	29	1.52	2.8

7-AUG-1992 15:08:23.98									
NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY									
NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES									
*****SAMPLE PARAMETERS*****									
Sample id: 27						Sample weight: 2.41050E-01 g			
Project title: MONTERREY PROJECT LONG COUNT									
Configuration: TRACE ELEMENTS IN COAL FLY ASH									
Acquisition time: 7-AUG-1992 14:19:43.10									
Decay corrected to: 4-AUG-1992 16:36:00.00									
Preset live time: 00:00:00.00						Preset real time: 00:45:00.00			
Elapsed live time: 00:44:09.80						Elapsed real time: 00:45:00.00			
MUESTRA 27									
Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err
1	27.93	15585	1497	2.42	52.69	49	50	5.88	1.2
2	30.40	10915	7638	2.74	57.63	49	50	4.12	3.5
3	33.55	28460	28462	6.10	63.93	49	50	10.7	2.4
4	40.56	28441	72258	7.13	77.96	49	50	10.7	3.1
5	47.19	6408	38299	3.19	91.25	49	50	2.42	5.7
6	69.76	14519	60679	2.94	136.42	128	26	5.48	4.2
7	74.43	24327	58551	3.82	145.77	128	26	9.18	2.4
8	80.53	1719	28322	1.40	157.99	154	21	0.649	17.2
9	84.76	8238	57782	2.93	166.46	154	21	3.11	6.6
10	99.51	22784	89821	6.21	195.99	182	33	8.60	4.0
11	103.21	142391	47144	2.54	203.39	182	33	53.7	0.4
12	113.29	1523	25758	2.79	223.57	220	9	0.575	19.3
13	121.85	11142	38780	2.49	240.72	234	14	4.20	3.9
14	145.39	1857	26209	2.20	287.85	284	10	0.701	16.5
15	159.43	1457	24899	2.37	315.97	311	10	0.550	20.4
16	208.68	3052	32062	3.00	414.58	409	13	1.15	12.2
17	227.97	3346	32309	2.68	453.20	447	13	1.26	11.2
18	277.19	2913	25661	1.89	551.75	546	12	1.10	11.2
19	282.24	1086	21630	1.66	561.86	558	10	0.410	25.6
20	293.18	2016	24748	1.76	583.76	578	12	0.761	15.8

Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err
21	312.25	4126	28339	2.89	621.95	616	14	1.56	8.8
CONTINUA MUESTRA 27									
22	320.18	1447	21481	2.32	637.82	633	11	0.546	19.8
23	328.74	39600	30967	2.65	654.96	647	17	14.9	1.1
24	344.52	2492	24690	3.41	686.56	680	14	0.940	13.5
25	396.20	3224	19487	2.78	790.05	783	15	1.22	9.6
26	432.35	4270	17337	2.72	862.44	855	15	1.61	6.9
27	479.67	3327	17488	3.83	957.21	949	32	1.26	9.2
28	486.90	62807	16992	2.78	971.69	949	32	23.7	0.6
29	510.87	40177	22720	3.58	1019.68	1007	24	15.2	1.1
30	559.00	86341	15838	2.77	1116.07	1103	32	32.6	0.5
31	563.65	8867	16078	3.24	1125.38	1103	32	3.35	4.5
32	618.61	1565	12385	2.71	1235.45	1229	15	0.591	15.6
33	629.88	2652	13036	2.65	1258.01	1250	16	1.00	9.8
34	656.86	11007	13970	2.90	1312.05	1303	18	4.15	2.7
35	685.74	2288	11496	2.86	1369.89	1362	16	0.863	10.7
36	751.52	4742	11768	2.73	1501.62	1492	20	1.79	5.9
37	776.70	1381	9467	2.42	1552.04	1545	15	0.521	15.6
38	815.73	20905	12856	3.00	1630.22	1620	21	7.89	1.5
39	834.07	8148	10540	3.03	1666.96	1658	17	3.08	3.1
40	841.56	5358	9306	3.17	1681.94	1675	15	2.02	4.2
41	867.83	4927	10579	2.92	1734.57	1726	17	1.86	5.1
42	889.31	23098	11661	3.00	1777.60	1768	25	8.72	1.3
43	894.30	623	7114	2.18	1787.59	1768	25	0.235	27.3
44	919.43	2260	8922	3.46	1837.91	1831	28	0.853	9.3
45	925.30	5816	10901	3.11	1849.67	1831	28	2.19	4.5
46	963.40	4530	11380	2.92	1925.99	1917	19	1.71	5.9
47	1099.18	5769	14810	3.35	2197.97	2188	20	2.18	5.3
48	1120.49	19996	19946	3.19	2240.65	2228	25	7.55	2.0
49	1172.74	944	9874	3.24	2345.31	2338	17	0.356	20.8
50	1212.82	1386	6852	2.66	2425.60	2419	24	0.523	11.6
51	1216.19	3494	8735	2.98	2432.36	2419	24	1.32	5.7
52	1228.62	936	7860	2.64	2457.25	2449	17	0.353	18.8
53	1291.51	3636	6986	3.32	2583.23	2574	18	1.37	4.9
54	1332.15	857	6598	2.79	2664.64	2657	17	0.324	19.0
55	1368.57	13975	811567	3.45	2737.60	2722	31	52.7	0.3
56	1524.57	16858	3684	3.61	3050.14	3036	27	6.36	1.2
57	1596.01	48063	3650	3.70	3193.28	3178	30	18.1	0.6
58	1731.17	9258	3121	4.10	3464.09	3451	27	3.49	1.8

VI.-CALCULOS

En esta parte presentaremos por separado las conclusiones correspondientes a las irradiaciones corta y larga.

A.- Irradiación Corta.

Para la irradiación corta, como ya fue mencionado, se irradiaron las cuatro muestras de interés 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 estándar blanco se observan tres picos con energías correspondientes a 510.86, 1293.45 y 1642.41 (ver pag 36), de éstas la de área significativa es la segunda correspondiente al isótopo del Argón 41, por lo tanto, al inspeccionar los resultados de las demás muestras y estándares, aparece este mismo pico, el cuál no se toma en cuenta ya que se debe al aire que el polyvials contiene.

Después de observar detenidamente los resultados de las muestras O-1, O-2, O-3 y O-4 se nota que existen picos que se repiten, como son los que corresponden a las siguientes energías: 1368 y 1731, que caracterizan al isótopo del sodio 24. De éstos el correspondiente al 1368, tiene la mayor cantidad de área y es el de menor error para considerarse en el cálculo del sodio presente en la muestra y a partir de esto encontrar la cantidad del compuesto Na_2O .

De igual manera identificamos las energías de 846 y 1810 en todas las muestras, estas son debidas al isótopo del Manganeso 56, notando de igual manera que la energía correspondiente a 846 es la conveniente para determinar cuantitativamente la cantidad de Mn y posteriormente la del óxido Mn_2O_3 presente en las muestras.

La energía correspondiente a 1090, la cuál es encontrada en tres de las cuatro muestras, es la correspondiente al pico de doble escape del γ con energía de 2112, también del isótopo del Mn, lo cual reafirma más la existencia de dicho elemento.

Unicamente en la primera y segunda de las muestras aparece la energía 1524 correspondiente al isótopo del potasio 42 lo cual es coherente con los supuestos contenidos del compuesto K_2O ya que en la tercera y cuarta muestra el contenido es menor.

Por otro lado la energía de 388 aparece únicamente en la primera y segunda muestra, ésta corresponde al isótopo del Estroncio 87 metaestable.

Por último notamos que la energía 94.6 aparece en todas las muestras también, esta energía corresponde al isótopo del disprosio 165. De todo esto concluimos que estos cinco elementos tenemos que buscar si éstos están presentes en las muestras y si éstas mismas energías están presentes en sus espectros para poder cuantificarlos, al estudiar éstos notamos que en ambos aparecen los correspondientes a Na, Mn, K y Dy pero solamente en uno aparece Sr.

Después pasamos al cálculo de estos elementos, para esto es necesario primero determinar el factor de corrección debido a que cada muestra fue medida a una hora diferente de la que fue medida el estándar.

Por lo tanto primero presentaré la tabla 3 en la que se muestra el isótopo de interés, su vida media en horas y en segundos, el tiempo que transcurrió entre la muestras y los estándares (esta información es obtenida de los resultados presentados en la irradiación corta en el capítulo anterior), para por último calcular el factor de corrección que requerimos, el que posteriormente usaremos para realizar los cálculos que determinarán la cantidad del elemento de interés en la muestra.

Dicho factor está dado por

$$e^{-(\ln 2/t_{1/2})T} \quad 21$$

donde $t_{1/2}$ = vida media del isótopo de interés, y

T = tiempo que transcurrió entre la muestra y el estándar.

En la tabla 4 se presenta la cantidad de Na, K, Mn, Sr y Dr que están presentes en los estándares NBS 1633a y NBS 1632a, éstos datos son obtenidos de Geostandards Newsletter⁽¹⁹⁾. En la tabla 5 presentamos los pesos de los dos estándares, así como la cantidad de microgramos de los elementos de interés en dichos estándares para los pesos dados, por último en la tabla 6 son presentados la cantidad de microgramos por gramo (ppm) en los estándares de cada elemento de interés.

ESTANDAR	MnO(%)	Na ₂ O(%)	K ₂ O(%)	Sr(ppm)	Dy(ppm)
NBS 1633a	0.023	0.23	2.26	830	15.6
ESTANDAR	Mn(ppm)	Na(ppm)	K(ppm)	Sr(ppm)	Dy(ppm)
NBS 1632a	85±6	828±27	4110±200	29±2	2.06±0.14

TABLA 4

S-1(1633a)	Mn(μg)	Na(μg)	K(μg)	Sr(μg)	Dy(μg)
0.10959gr	19.52	186.99	2056.1	90.96	1.709
S-2(1632a)	Mn(μg)	Na(μg)	K(μg)	Sr(μg)	Dy(μg)
0.07360gr	6.27	60.94	302.5	2.134	0.152

TABLA 5

ESTANDAR	Mn(ppm)	Na(ppm)	K (ppm)	Sr(ppm)	Dy(ppm)
NBS 1633a	178.12	1706.26	18761.29	830	15.6
ESTANDAR	Mn(ppm)	Na(ppm)	K(ppm)	Sr(ppm)	Dy(ppm)
NBS 1632a	85±6	828±27	4110±200	29±2	2.06±0.14

TABLA 6

En la tabla 7 se presentan las identificaciones de las muestras así como del estándar, los pesos de las muestras, los supuestos contenidos de Na (sodio) tanto en microgramos (μg) como en partes por millón (ppm).

IDENT	W(gr)	SUPUESTO Na(μg)	SUPUESTO Na(ppm)
S-1(1632a)	0.07360	60.94	828.00
O-1(18801)	0.07508	373.18	4970.43
O-2(18809)	0.15466	11.47	74.19
O-3(050703)	0.09142	488.30	5341.37
O-4(18807)	0.13025	270.56	2077.20

TABLA 7

En la tabla 8 son presentados los resultados de la cantidad de Na en las muestras, calculadas éstas por el método de análisis por activación con neutrones.

IDENT	FAC. DEC.	CALCULADO Na(μg)	CALCULADO Na(ppm)
O-1	0.929	349.773	4658.681
O-2	0.936	60.279	389.752
O-3	0.944	414.911	4538.517
O-4	0.951	222.810	1710.636

TABLA 8

En las tablas 9 y 10 son presentados los cálculos correspondientes al Mn (manganeso) también en microgramos como en partes por millón.

IDENT	W(gr)	SUPUESTO Mn(μ g)	SUPUESTO Mn(ppm)
S-1(1632a)	0.07360	2.134	29
O-1(18801)	0.07508	41.803	566.778
O-2(18809)	0.15466	11.473	74.185
O-3(050703)	0.09142		
O-4(18807)	0.13025	181.300	1391.939

TABLA 9

IDENT	FAC. DEC.	CALCULADO Mn(μ g)	CALCULADO Mn(ppm)
O-1	0.654	36.994	492.730
O-2	0.683	22.039	142.505
O-3	0.717	66.236	724.527
O-4	0.749	112.669	865.021

TABLA 10

El disprosio es un elemento que no teníamos reportado en los contenidos dados por CEMEX, así que sólo presentamos en la tabla 11 los valores en microgramos y en partes por millón en el estándar, mientras que en la tabla 12 presentamos las cantidades de Dy encontradas en la muestra.

IDENT	W(gr)	SUPUESTO Dy(μ g)	SUPUESTO Dy(ppm)
S-1(1632a)	0.07360	0.152	2.06

TABLA 11

IDENT	FAC. DEC.	CALCULADO Dy(μ g)	CALCULADO Dy(ppm)
O-1	0.630	0.118	1.573
O-2	0.660	0.256	1.656
O-3	0.696	0.119	1.311
O-4	0.730	0.080	0.618

TABLA 12

Las tablas 13 y 14 corresponden a los resultados del K (potasio) el cual únicamente se pudo observar en la muestra O-1 y O-2 .

IDENT	W(gr)	SUPUESTO K(μ g)	SUPUESTO K(ppm)
S-1(1632a)	0.07360	302.496	4110
O-1(18801)	0.07508	560.947	7471.329
O-2(18809)	0.15466	539.240	3486.620
O-3(050703)	0.09142	288.390	3154.561
O-4(18807)	0.13025	356.818	2739.487

TABLA 13

IDENT	FAC. DEC.	CALCULADO K(μ g)	CALCULADO K(ppm)
O-1	0.915	383.163	5103.399
O-2	0.923	496.651	3211.245

TABLA 14

En las tablas 15 y 16 se presentan los resultados del Sr (estroncio), estos resultados son obtenidos comparándolos con el estándar S-2, ya que únicamente en este estándar se pudo observar la energía 338.

IDENT	W(gr)	SUPUESTO Sr(μ g)	SUPUESTO Sr(ppm)
S-2(1633a)	0.10959	90.959	830
O-1(18801)	0.07508	63.487	845.594
O-2(18809)	0.15466	64.195	415.073

TABLA 15

IDENT	FAC. DEC.	CALCULADO Sr(μ g)	CALCULADO Sr(ppm)
O-1	0.655	24.710	329.124
O-2	0.681	39.549	255.718

TABLA 16

B.- Irradiación Larga

Para los cálculos de la irradiación larga seguimos el mismo procedimiento que en la irradiación corta. Primero observamos el blanco, notando que existe presencia de sodio reflejada en sus tres energías 510,1368 y 1731, notamos un poco de potasio al aparecer la energía 1524 y por último un poco de hierro al aparecer sus energías 1099 y 1291.

Observando las cuatro muestras nos encontramos con energías que delatan la presencia de La(140), As(76), K(42), Ca(47), Fe(59) y Na(23). De estos seis elementos cuantificaremos los dos primeros ya que de los últimos cuatro, el sodio y el potasio ya fueron determinados en la irradiación corta y además se tiene interferencia con una posible cantidad de ellos en los estándares, mientras que el calcio aparece en las cuatro muestras pero no en los estándares y por último el hierro sólo aparece en una muestra y no es confiable su presencia en el estándar.

El isótopo del lantano que aparece es el 140, haciéndose presente con las energías 328, 486, 815 y 1595 de la cual usaremos la de 1595 por tener un menor error, los cálculos de la cantidad de lantano en las muestras son presentados en las tablas 17 y 18.

IDENT	W(gr)	SUPUESTO La(μ g)	SUPUESTO La(ppm)
S-26(1632a)	0.19587	2.938	15

TABLA 17

IDENT	FAC. DEC.	CALCULADO La(μ g)	CALCULADO La(ppm)
O-1	0.862	9.521	11.042
O-2	0.873	9.822	11.240
O-3	0.885	8.626	9.741
O-4	0.897	4.445	4.953

TABLA 18

Al observar las cuatro muestras detectamos las energías 559 y 657 correspondientes al isótopo 76 de arsénico, de estas dos energías la correspondiente a la 559 tiene un menor error y por lo tanto los cálculos para este elemento son hechos con esa energía y son presentados en las tablas 19 y 20.

IDENT	W(gr)	SUPUESTO As(μ g)	SUPUESTO As(ppm)
S-26(1632a)	0.19587	1.802	9.2

TABLA 19

IDENT	FAC. DEC.	CALCULADO As(μ g)	CALCULADO As(ppm)
O-1	0.798	9.521	66.213
O-2	0.814	9.822	12.325
O-3	0.831	4.445	50.665
O-4	0.848	4.445	66.519

TABLA 20

VII.- CONCLUSIONES

1.- En la siguiente tabla se presentan los elementos que se determinaron y su concentración en partes por millón, usando el Método de Análisis por Activación con Neutrones Térmicos .

ELEMENTOS	O-1(18801) (ppm)	O-2(18809) (ppm)	O-3(050703) (ppm)	O-4(18807) (ppm)
Na	4658.68	389.75	4538.51	1710.63
Mn	492.73	142.50	724.52	865.02
K	5103.39	3211.24	XXX	XXXX
Sr	329.12	255.71	XXX	XXXX
Dy	1.57	1.65	1.31	0.61
La	11.04	11.24	9.74	4.95
As	66.21	12.32	50.66	66.51

2.- Se confirmó la gran sensibilidad que el método tiene al determinar trazas de elementos (habiendo encontrado Arsénico, Lantano y Disproso). Cabe hacer notar que con el método de fluorescencia de rayos X no se tenían reportados estos elementos.

3.- En este trabajo, sólo se realizaron dos irradiaciones. La primera de ellas que llamamos corta, el conteo no fue lo suficientemente rápido como para determinar elementos de vida media de segundos. De la segunda irradiación que llamamos larga, se

realizó un conteo unos días después. Para un análisis más completo del cemento se requiere realizar una irradiación corta y para efectuar un conteo inmediato, se debe usar el sistema neumático (rabbit). De la irradiación larga que se efectuó, es necesario hacer un conteo largo después de dejar decaer la muestra por un período de algunos meses.

4.- Reiteramos el hecho de que ningún método es completo, sino que unos a otros se complementan, así por ejemplo con el método de absorción atómica fue posible determinar Zinc en las muestras, que no se tenía reportados por el Método de Fluorescencia de Rayos X y que con las irradiaciones efectuadas por el Método de Activación no fue posible determinarlo. Mientras que usando Análisis por Activación con Neutrones Térmicos fue posible determinar Arsénico, Lantano y Disproseo que no se tenían reportados en los estándares de CEMEX y que no fue posible determinarlo por el Método de Absorción Atómica

5.- El tiempo que llevaría realizar un análisis completo de las muestras de cemento por el método de análisis por activación con neutrones térmicos es muy grande, sin embargo es un método muy poderoso para realizar un análisis completo de estos estándares ya que es muy sensible para la determinación de una gran cantidad de elementos comparados con otras técnicas, ver Apéndice C.

VIII.- RECOMENDACIONES

1.- Continuar con el conteo de la irradiación larga que se hizo, para la cuantificación de los elementos como el hierro y el calcio, además de la posible determinación de algunos otros elementos de vida media grande a niveles de trazas que no se tengan reportados por los métodos usados en CEMEX.

2.- Realizar una irradiación corta con conteo inmediato haciendo uso del sistema neumático (rabbit) ya que éste se encuentre en funcionamiento, para la determinación de algunos otros elementos como el aluminio (Al) con vida media de segundos.

3.- Para contestar la pregunta de si este método nuclear podría servir para monitorear el cemento en sus distintas etapas en línea se propondría realizar un experimento de análisis de activación con neutrones, haciendo uso de una fuente puntual de neutrones y la medición de los rayos gammas pronto. (Para esto existe el ofrecimiento de la Universidad de Zacatecas el cual cuenta con una fuente de neutrones de Plutonio-Berilio y un detector de germanio hiperpuro, para realizar dicho experimento. Habiendo estudiado la sensibilidad de este método para el caso particular de los elementos que a CEMEX le interesa, se puede asegurar que se obtendrían resultados muy satisfactorios y que ésta sería una manera de monitorear su proceso en línea y con ello usarla como una herramienta de control.

APENDICE A

**RESULTADOS REPORTADOS POR
FLUORESCENCIA DE RAYOS X
Y POR ABSORCION ATOMICA**

ESTANDARES USADOS POR CEMENTOS						
	%	%	%	%	ASTM ^(B)	
	O-1	O-2	O-3	O-4	(*)	(**)
SiO ₂	19.01	23.21	14.65	21.72	0.16	±0.20
AL ₂ O ₃	4.50	4.48	3.59	3.46	0.2	±0.20
Fe ₂ O ₃	3.36	0.33	1.68	4.23	0.1	±0.10
CaO	62.89	68.52	42.39	65.90	0.2	±0.30
MgO	1.13	1.12	1.00	2.40	0.16	±0.20
SO ₃	5.05	0.70		0.38	0.1	±0.10
Na ₂ O	0.67	0.01	0.72	0.28	0.1	±0.10
K ₂ O	0.90	0.42	0.38	0.33	0.03	±0.05
TiO ₂	0.20	0.08	0.19	0.17	0.03	±0.05
P ₂ O ₅	0.06	0.09	0.03	0.06	0.02	±0.03
Mn ₂ O ₃	0.08	0.02		0.20	0.03	±0.03
SrO	0.10	0.05		0.04	0.03	±0.03

(*) Maxima diferencia entre duplicados.

(**) Diferencia máxima del promedio de duplicados contra el certificado.

(B) Cabe mencionar que quien regula a partir de 1992 es ISO-9000

La siguiente tabla presenta los elementos que fueron obtenidos usando el Método de Absorción Atómica, realizado éste por el Laboratorio de Manufactura del ITESM.

Análisis de Cemento por Absorción Atómica					
MUESTRA	Ti	Mg	Fe	K	Al
	mg/gr	mg/gr	mg/gr	mg/gr	mg/gr
18801	0.87	3.80	25.60	7.30	15.80
18809	0.26	3.50	1.70	3.00	13.60
050703	0.90	4.40	12.80	3.40	11.40
18807	0.73	8.30	30.90	2.40	9.20

Análisis de Cemento por Absorción Atómica					
MUESTRA	Mn	Ca	Si	Na	Zn
	mg/gr	mg/gr	mg/gr	mg/gr	mg/gr
18801	0.56	385.3	73.0	3.6	4.600
18809	0.15	446.4	92.1	1.1	0.005
050703	0.92	288.8	66.1	4.3	0.031
18807	1.40	419.8	86.7	2.6	0.040

mg=miligramos

APENDICE B

CURVA DE CALIBRACION

*****DETECTOR PARAMETERS*****

SHORT COUNT

Detector name: TENNELEC40 Ave efficiency:40.00000
 Calibration date: 23-JUL-1992 11:13:38.29 Geometry: sample changer
 # of Iterations: 10 FWHM: 7.75847E-01
 Energy Tolerance: 2.00 Sensitivity: 10.00000
 Kev/Channel: 5.01788E-01 Start Channel: 25
 Half life ratio: 8.00 Stop Channel: 4096

Energy (KEV) = (-2.12565)+(5.01737E-01)*Channel+(1.80534E-07)*Channel**2
 FWHM (KEV) = (7.75847E-01)+(3.66817E-02)*SQRT(Energy)

23-JUL-1992 11:10:19

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
 NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

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

Sample id: CALIB. SOURCE Sample weight: 1.00000E+00 g
 Project title: MONTERREY PROJECT CALIBRATION
 Configuration: EUROPIO
 Acquisition time: 23-JUL-1992 11:03:38.29
 Decay corrected to: 6-DIC-1991 00:00:00.00
 Preset live time: 00:05:00.00 Preset real time: 00:00:00.00
 Elapsed live time: 00:05:00.00 Elapsed real time: 00:05:01.31

Energy Calibration Report
 Energy = -2.126+0.5017*Channel+(1.8053E-07)*Channel**2

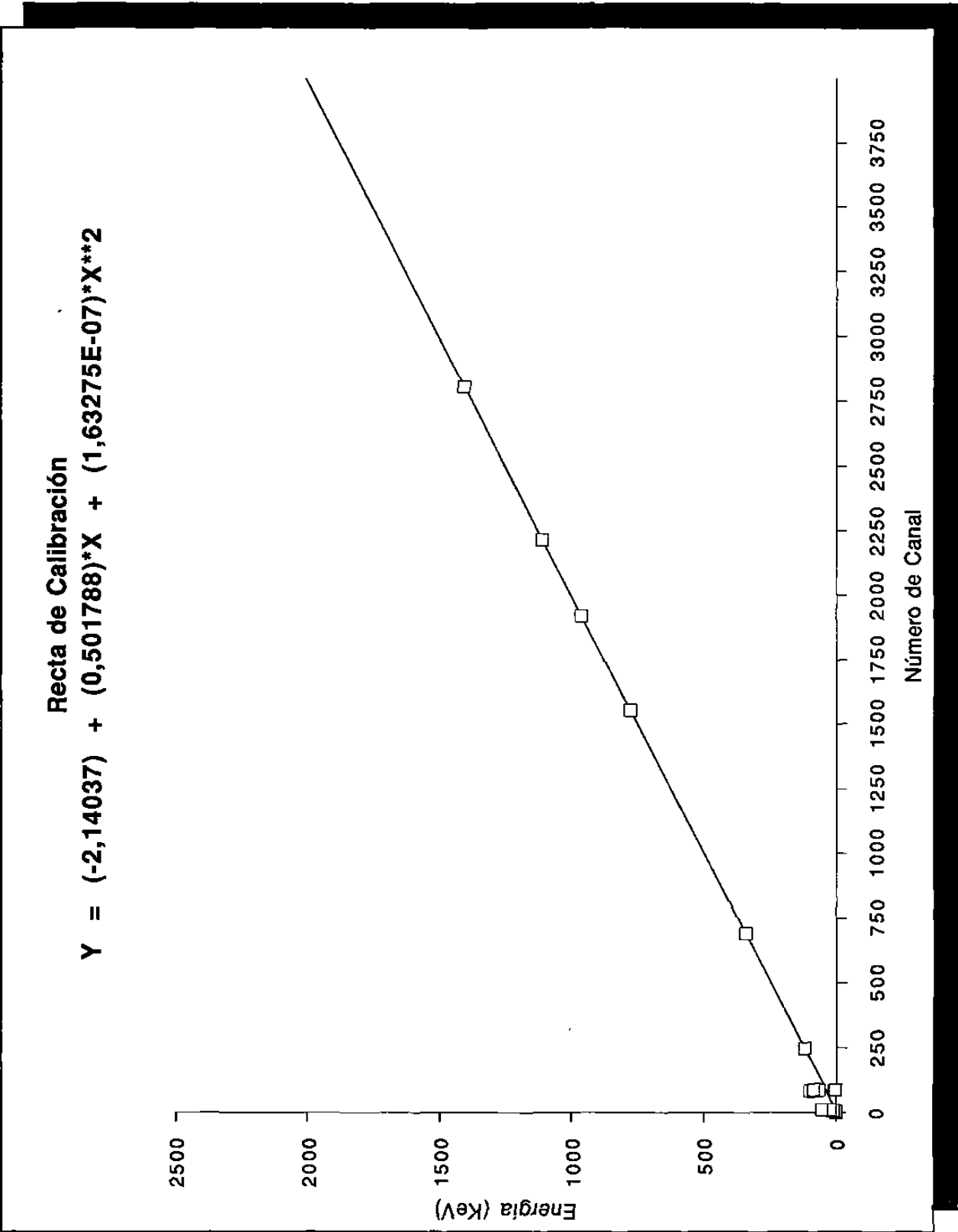
CALIBRATION

Nbr	Centride Channel	True Energy	Computed Energy	Difference
1	246.85	121.78	121.74	0.045
2	690.39	344.28	344.36	-0.076
3	1555.75	778.91	778.89	0.022
4	1924.48	964.13	964.13	0.005
5	2218.95	1112.12	1112.09	0.023
6	2807.71	1408.01	1408.03	-0.020

FWHM Calibration Report
 FWHM= 0.7758+3.6678E-02*Energy**1/2

Nbr	Centride Channel	True Energy	Computed Energy	Difference
1	121.78	1.25	1.18	0.070
2	344.28	1.36	1.46	-0.091
3	778.91	1.68	1.80	-0.121
4	964.13	2.02	1.91	0.101
5	1112.12	2.09	2.00	0.089
6	1408.01	2.10	2.15	-0.049

Pk	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err
1	39.80	3079	1937	1.44	83.57	77	12	10.3	3.4
2	45.42	1274	722	1.11	94.78	90	21	4.25	4.5
3	46.75	281	406	0.80	97.42	90	21	0.937	16.1
4	121.75	14355	1104	1.28	246.88	240	14	47.8	1.0
5	244.67	2769	460	1.34	491.79	486	11	9.23	2.5
6	295.59	146	301	1.27	593.22	588	11	0.487	24.4
7	344.35	7559	323	1.39	690.35	682	14	25.2	1.3
8	367.68	218	253	1.31	736.83	731	12	0.728	16.7
9	411.39	589	212	1.44	823.88	818	14	1.96	6.8
10	444.08	768	204	1.49	889.00	882	15	2.56	5.7
11	778.91	1900	227	1.69	1555.75	1547	16	6.33	2.9
12	867.46	568	206	1.69	1732.02	1725	15	1.89	7.2
13	964.09	1890	166	1.86	1924.38	1915	19	6.30	2.8
14	1085.83	1130	71	2.10	2166.66	2156	26	3.77	3.4
15	1089.74	201	54	2.29	2174.44	2156	26	0.669	14.9
16	1111.95	1505	159	1.96	2218.64	2208	22	5.02	3.4
17	1212.86	147	49	2.03	2419.45	2413	13	0.491	13.4
18	1299.15	158	20	1.67	2591.13	2582	16	0.525	9.9
19	1408.06	1964	42	2.38	2807.79	2798	20	6.55	2.4
20	1457.78	36	17	1.24	2906.69	2900	13	0.119	32.8



APENDICE C

CONSIDERACIONES AL SELECCIONAR UN METODO

CONSIDERACIONES AL SELECCIONAR UN METODO

Siempre que una técnica analítica va a ser evaluada para resolver un problema particular, existen algunas preguntas que hay que responder sobre su desempeño. El usuario espera conocerla y saber que tan capaz es en términos de exactitud, precisión y sensibilidad; saber como afecta la matriz o concentración; saber que tanto tiempo tomará hacer el análisis y cuál deberá ser el tamaño y la cantidad de muestras que debería tomar; y finalmente ¿cuál será el costo involucrado? En seguida se presentan algunas respuestas a éstas preguntas, en relación con el método de activación por neutrones y su espectroscopía.

¿Cuál es la definición del método (NAA)? Método usado para activar elementos con neutrones y su subsecuente determinación usando espectrometría de los rayos gamma (ver capítulo 2).

¿ Qué está involucrado? La muestra que se irradiará con un flujo de neutrones, el cual puede ser obtenido con un reactor nuclear o por fuentes que pueden moverse tales como el californio o bien plutonio-berilio. Después de ser irradiada, los elementos activados son transportados a un detector de rayos gamma. Los rayos gamma son contados y medidos por un cierto tiempo.

¿ Qué forma y tamaño debe tener la muestra ? En general la forma no importa mucho. Esta puede ser sólida, líquida, polvo o gaseosa.

Como quiera, la forma y el tamaño afectan la actividad inducida al irradiarla, y el conteo, lo cual es importante prevenir para evitar los problemas que puedan ocurrir. El rango de posibles tamaños de muestra es evaluado en virtud de las facilidades del equipo con el que se trabaje y el peso va desde microgramos hasta cientos de gramos.

¿ Qué significa la precisión del método ? Esta técnica es distinguida por su precisión y es por eso usada frecuentemente como una técnica de referencia . La principal limitación para la precisión es debido a la estadística de conteo en la espectroscopía de rayos gamma y usualmente es posible mejorar la precisión por medio de conteos largos .(La excepción a esto son los elementos los cuales al activarse dan radionúclidos con vida media corta).

¿ En qué consiste la sensibilidad del método ? La técnica es generalmente usada para análisis elemental de trazas en muestras con multielementos. Los límites de detección son a nivel de microgramos para muchos elementos y abajo de cantidades de nanogramos para otros.

Como quiera, los límites de detección dependen de los otros elementos presentes en la matriz. La tabla A lista los límites de determinación para el análisis de activación bajo condiciones ideales, asumiendo neutrones térmicos con flujos⁽⁵⁾ de 1×10^{18} n/m²-seg.

¿Cuál es el efecto de la concentración ? Este método puede usarse para determinar elementos en un amplio rango de concentraciones,

sin embargo si el elemento está presente en grandes concentraciones es posible que un autoblandaje pueda ocurrir, el cual puede reducir la actividad del radionúclido producido.

¿Cuál es el efecto de la matriz? Los elementos que tienen un rayo gamma muy intenso en la activación producen actividad de background y posiblemente interfieran con los rayos gamma de otro radionúclido de interés. Algunos otros elementos no se activan con neutrones, como son; oxígeno, hidrógeno, nitrógeno y carbón. Mientras que otros se activan mucho, como el aluminio, sodio, y cloro, los cuales traen serios problemas de interferencias.

¿Cuánto tiempo tarda el análisis ? El tiempo del análisis depende de los elementos a medir. Si los elementos activados tienen núclidos con vidas medias cortas, puede irradiarse y contarse en pocos minutos. Por otro lado, algunos elementos deben ser irradiados por semanas y dejar decaer por varios meses para por último contar por varias horas. Así que el tiempo es relativamente flexible para los radionúclidos con vida media larga y el análisis puede tomar un tiempo tan grande como el tiempo de que se disponga.

¿Cuál es el costo ? El costo depende de los límites de detección requeridos y cuáles elementos serán medidos y en que matriz. Los costos, como quiera, son competitivos con los otros métodos usados en el mercado. Realmente el principal costo es el funcionamiento del reactor pero como los reactores de investigación son usados para

muchas otras cosas se puede aprovechar usándolo a la par con otras investigaciones y con ellos repartir ese costo.

¿ En qué se puede usar ? Este método es usado en una amplia gama de ramas de la investigación como son muestras médicas por ejemplo, sangre, tejidos, pelo, dientes y huesos; muestras del medio ambiente tales como filtros de aire, agua, plantas y vegetación; muestras geológicas que incluyen rocas, minerales y minerales en bruto; así como una gran variedad de aplicaciones industriales con matríces de carbón, orgánicas, metales, cristales y cerámicas.

¿ Cómo es comparada con otras técnicas ? En general este método es uno de los métodos de análisis de multielementos más sensibles, los cuales incluyen " Inductively coupled plasma atomic emission spectrometry", " Inductively coupled mass spectrometry,", "Flame atomic absorption spectrometry". La tabla B muestra una comparacion de limites de detección entre estos métodos en una muestra de roca con sílice.

Tabla A .- Determination limits for single element standards: a comparison of neutron activation with other analytical techniques

Element	FAAS (mg dm-3)	ICP-AES (mg dm-3)	ICP-MS (mg dm-3)	INAA (mg kg-1)
Al	0.06	0.046	0.00097	0.001
Sb	0.12	0.064	0.00028	0.00005
As	0.003	0.106	0.0028	0.00001
Ba	0.06	0.0026	0.0002	0.001
Bi	0.12	0.272	0.00001	0.010
B	2.1	0.0096	0.00038	-----
Cd	0.003	0.0050	0.00057	0.0005
Ca	0.003	0.0050	0.00057	0.0005
C	-----	0.35	-----	-----
Ce	-----	0.104	0.0001	0.0001
Cs	0.06	83.0	0.00009	0.0001
Cr	0.009	0.014	0.00011	0.003
Co	0.015	0.012	0.00034	0.00001
Cu	0.009	0.0108	0.00023	0.00001
Dy	0.15	0.054	0.0001	0.000001
Er	0.12	0.036	0.00006	0.0001
Eu	0.09	0.0054	0.00006	0.00001
Gd	6.0	0.050	0.0001	0.0001
Ga	0.21	0.092	0.00098	0.00005
Ge	0.3	0.096	0.00096	0.010
Au	0.03	0.034	0.00011	0.0000001
Hf	6.0	0.030	0.00002	0.0001
Ho	0.18	0.0114	0.00004	0.0002
In	0.12	0.126	0.00026	0.0001
Ir	1.5	0.056	0.00008	0.000001
Fe	0.015	0.0124	0.001	0.10
La	6.0	0.020	0.00008	0.00001
Pb	0.06	0.084	0.0003	1.0
Li	0.003	0.045	0.00029	-----
Lu	0.9	0.0020	0.00005	0.00001
Mg	0.0006	0.060	0.00094	0.010
Mn	0.006	0.0028	0.00029	0.00001
Hg	0.51	0.050	0.00023	0.0001
Mo	0.06	0.0158	0.0007	0.001
Nd	3.0	0.0150	0.0002	0.0005
Ni	0.015	0.030	0.004	0.010

Element	FAAS (mg dm ⁻³)	ICP-AES (mg dm ⁻³)	ICP-MS (mg dm ⁻³)	INAA (mg kg ⁻¹)
Nb	6.0	0.072	0.00003	0.001
Os	0.3	0.0007	0.00044	0.001
Pd	0.045	0.088	0.0041	0.00005
P	120.0	0.152	0.032	0.001
Pt	0.21	0.11	0.00041	0.0005
K	0.003	12.0	0.004	0.0002
Pr	15.0	0.094	0.00009	0.00001
Re	2.4	0.012	0.004	0.00001
Rh	0.015	0.088	0.002	0.0001
Rb	0.015	75	0.00036	0.0001
Ru	0.9	0.060	0.00044	0.001
Sm	3.0	0.086	0.0002	0.000005
Sc	0.15	0.0030	0.00006	0.00001
Se	0.6	0.15	0.00028	0.005
Si	0.45	0.024	0.033	0.010
Ag	0.006	0.00032	0.00032	0.001
Na	0.001	0.058	0.003	0.0001
Sr	0.015	0.00084	0.0001	0.010
Ta	1.4	0.050	0.00001	0.00005
Te	0.15	0.082	0.003	0.010
Tb	3.0	0.056	0.00003	0.0001
Tl	0.06	0.080	0.00003	0.010
Th	-----	0.166	0.00001	0.0001
Tm	0.3	0.0104	0.00001	0.00001
Sn	0.3	0.09	0.00043	0.001
Ti	0.21	0.0076	0.0024	0.003
W	3.6	0.060	0.00001	0.00001
U	90.0	0.500	0.00002	0.00001
V	0.15	0.015	0.00016	0.00001
Yb	0.12	0.0036	0.00006	0.00001
Y	0.6	0.0070	0.0001	0.0001
Zn	0.003	0.0036	0.00059	0.010
Zr	4.5	0.0142	0.00011	0.100

sources : " Flame atomic absorption spectrometry(Potts,1987), " Inductively coupled plasma atomic emission spectrometry(Potts,1987), " Inductively coupled plasma mass spectrometry(Jarvis, unpublished; Jarvis and Williams, 1989; Potts, 1987), " Instrumental thermal neutron activation analysis(Revell1987)

Tabla B .- Determination limits for silicate rock: a comparison of neutron activation with other analytical techniques

Element	FAAS (mg dm-3)	ICP-AES (mg dm-3)	ICP-MS (mg dm-3)	INAA (mg kg-1)
Al	12	9	0.485	100
Sb	5	20	0.14	0.1
As	60	15	1.4	1
Ba	10	1	0.1	20
Bi	5	20	0.005	-----
B	90	2	0.19	1
Cd	2	5	0.285	-----
Ca	0.6	4	5	200
C	-----	70	-----	3
Ce	-----	35	0.05	3
Cs	12	16600	0.045	0.2
Cr	10	3	0.055	0.5
Co	5	5	0.17	0.1
Cu	5	5	0.115	-----
Dy	30	15	0.05	0.2
Er	21	15	0.03	-----
Eu	18	2	0.03	0.5
Gd	1200	5	0.06	3.9
Ga	42	16	0.49	20
Ge	60	40	0.48	-----
Au	0.1	10	0.055	0.005
Hf	1200	6	0.01	0.2
Ho	36	15	0.02	0.1
In	24	25	0.13	0.2
Fe	5	2.5	0.5	50
La	1200	5	0.04	0.1
Pb	10	20	0.15	-----
Li	3	3	0.15	-----
Lu	180	0.4	0.025	0.05
Mg	0.12	12	0.47	-----
Mn	5	15	0.15	100
Hg	102	10	0.12	-----
Mo	3	10	0.35	2
Nd	3	25	0.10	5
Ni	5	5	2	50

Element	FAAS (mg dm-3)	ICP-AES (mg dm-3)	ICP-MS (mg dm-3)	INAA (mg kg-1)
Nb	90	5	0.02	-----
Os	60	0.14	0.22	10
Pd	9	18	0.21	10
P	24000	30	16	-----
Pt	42	22	0.21	-----
K	0.6	2400	2	-----
Pr	3000	40	0.05	-----
Re	480	2.4	2	1
Rh	3	18	1	-----
Rb	1	15000	0.18	0.1
Ru	180	12	0.22	-----
Sm	600	15	0.1	0.1
Sc	10	2	0.03	0.05
Se	120	50	0.14	0.5
Si	90	5	16.5	-----
Ag	2	5	0.16	2
Na	0.2	12	1,5	10
Sr	1	5	0.05	100
Ta	900	10	0.01	0.03
Te	30	16	1.5	-----
Tb	600	80	0.02	0.1
Tl	12	16	0.02	0.1
Th	-----	-----	0.01	0.34
Tm	60	2	0.01	0.34
Sn	20	6	0.22	-----
Ti	42	1.5	1.2	100
W	90	50	0.01	1
U	90	80	0.01	0.1
V	1	5	0.08	1
Yb	24	1	0.03	0.2
Y	50	5	0.05	-----
Zn	0.8	5	0.30	10
Zr	90	6	0.06	100

sources : " Flame atomic absorption spectrometry(Potts,1987), " Inductively coupled plasma atomic emission spectrometry(Potts,1987), " Inductively coupled plasma mass spectrometry,3sigma assuming dilution X 500(Jarvis, 1988 and unpublished data)," Instrumental thermal neutron activation analysis(Potts, 1987; Parry, unpublished data)

APENDICE D

ESTADISTICA

APENDICE D

Introducción.- El siguiente apéndice presenta algunos elementos de estadística necesarios al realizar mediciones de la radiación y su análisis. Toda realización de experimentos necesita, estadística para el análisis de sus experimentos que son de naturaleza estocástica, manejo de tratamiento de errores y ajuste a una función a partir de los datos experimentales.

Definición de Probabilidad.- Si en un experimento que se repite N veces bajo las mismas condiciones, observamos que cierto evento x aparece n veces, entonces la probabilidad $P(x)$ de que al realizar el experimento cualquier vez el evento x aparezca, está dado por .

$$P(x) = \lim_{N \rightarrow \infty} \frac{n}{N} . \quad D1$$

Como no es posible realizar el experimento un número infinito de veces, el experimento es repetido N veces y si el evento x ocurre n veces de las N , la probabilidad es:

$$P(x) = \frac{n}{N} \quad D2$$

Esta ecuación matemáticamente no sería aceptable, pero esta muy en concordancia con la idea de la ecuación D1 y da muy buenos resultados.

Variable Aleatoria.- Al realizar un experimento, todas las posibles respuestas del experimento forman lo que llamamos espacio muestra del experimento. Una variable aleatoria es una función que va del conjunto formado por el espacio muestra asociado con el experimento a un subconjunto de los reales (este conjunto puede ser finito o infinito, discreto o contínuo, de aquí que existan variables aleatorias que llamamos contínuas, o bien discretas).

Distribuciones de Probabilidad.- Cuando un experimento es repetido muchas veces bajo condiciones idénticas, los resultados de las mediciones no serán necesariamente idénticas. De hecho, como una regla y no como una excepción, los resultados serán diferentes. Por lo tanto sería deseable conocer la ley que gobierna estas respuestas del experimento, si tal ley existe y es conocida, puede ayudarnos de dos formas; primero, si se ha realizado un número pequeño de medidas, se puede tener información de las subsecuentes mediciones; segundo, una serie de medidas pueden ser checadas para ver si obedecen dicha ley.

Existen muchas leyes que gobiernan los procesos estocásticos, pero antes de mencionar aquellos modelos más importantes para nuestro caso discutiremos sus características.

Para el caso de tener una variable aleatoria discreta su función de distribución esta definida para todo valor de su imagen como

$$P(X=x)=f(x) .$$

La cual debe cumplir con las siguientes características:

1. $-f(x) \geq 0$
2. $-0 \leq f(x) \leq 1$
3. $-\sum_{\forall x} f(x) = 1$

La función acumulativa, que está definida como la probabilidad de que la variable aleatoria tome un valor de x o cualquiera menor está dada por

$$F(x) = P(X \leq x) = \sum_{t=-\infty}^x f(t)$$

Por otro lado si la variable aleatoria es continua su función de densidad de probabilidad, está involucrada en el cálculo de probabilidad de encontrar a la variable en algún intervalo es decir:

$f(x)dx =$ probabilidad de encontrar a la variable x entre x y $x+dx$.

Sus condiciones estan dadas por:

1. $-0 \leq f(x) \leq 1$
2. $-\int_{-\infty}^{+\infty} f(x)dx = 1$

Su acumulada está definida como

$$F(x) = P(X \leq x) = \int_{-\infty}^x f(t)dt$$

Media y Varianza.- Existen algunas cantidades importantes como lo son: una medida de tendencia central de los datos la cual definiremos como el valor esperado de la variable aleatoria (primer momento alrededor del origen) y llamaremos la media(μ). Y una medida de dispersión de los datos alrededor del valor central la cuál

llamaremos **varianza**(σ^2) y está definida como el segundo momento alrededor de su media:

$$\mu = E[X] = \sum_{\forall x} x f(x) \quad , \quad \text{caso discreto} \quad ,$$

$$\mu = E[X] = \int_{-\infty}^{+\infty} x f(x) dx \quad , \quad \text{caso continuo} \quad ,$$

$$\sigma^2 = V[X] = E[(x - \mu)^2] = \sum_{\forall x} (x - \mu)^2 f(x) \quad , \quad \text{caso discreto} \quad \text{y}$$

$$\sigma^2 = V[X] = E[(x - \mu)^2] = \int_{-\infty}^{+\infty} (x - \mu)^2 f(x) dx \quad , \quad \text{caso continuo} \quad .$$

Cabe mencionar que en lugar de la varianza es común usar su raíz cuadrada, la cual es llamada **desviación estándar**

$$\sigma = \sqrt{V(X)} \quad ,$$

ésta es común usarla debido a que tiene las mismas unidades que los datos con los que se están trabajando.

La Distribución Binomial.- La variable aleatoria que diremos tiene como función de distribución de probabilidad (fdp) cumple con las siguientes características

1.- El experimento tiene únicamente dos posibles respuestas, las cuales es común llamarlas éxito y fracaso.

2.- La probabilidad de éxito es p y ésta se mantiene constante durante todas las veces que se repite el experimento.

3.- La ocurrencia del éxito es independiente del número de éxitos que se hayan obtenido anteriormente.

Si cumple con estas características y si su fdp está dada por

$$P(X = n) = P_n = \frac{N!}{(N-n)! n!} p^n (1-p)^{N-n} \quad \forall x = 1, 2, 3, \dots, N$$

con media, varianza y desviación estándar dadas por

$$\mu = \bar{n} = \sum_{n=0}^N n P_n = Np$$

$$\sigma^2 = \sum_{n=0}^N (n - \mu)^2 P_n = Np(1-p)$$

$$\sigma = \sqrt{Np(1-p)}$$

Para el caso particular de considerar el decaimiento radiactivo de una muestra que contiene N_0 núclidos radiactivos, la probabilidad de que n átomos decaigan en t unidades de tiempo está dado por

$$P_n = \frac{N_0!}{(N_0 - n)! n!} (1 - e^{-\lambda t})^n (e^{-\lambda t})^{N_0 - n}$$

donde $(1 - e^{-\lambda t})$ es la probabilidad de que un núclido decaiga.

Por lo tanto su media, varianza y desviación estándar están dadas por

$$\mu = N_0(1 - e^{-\lambda t}) ,$$

$$\sigma^2 = N_0(1 - e^{-\lambda t})e^{-\lambda t} = \mu e^{-\lambda t} ,$$

$$\sigma = \sqrt{\mu e^{-\lambda t}} .$$

Para el caso donde el tiempo de observación es corto comparado con la vida media del radionuclído que decae ($\lambda t \ll 1$), la desviación media está dada por:

$$\sigma = \sqrt{\mu} \cong \sqrt{n}$$

La distribución de Poisson.- La distribución de Poisson es un caso especial de la distribución binomial la cual es aplicable cuando la vida media de el isótopo que está emitiendo es grande comparada con el tiempo de observación. Esta distribución podría esperarse de procesos aleatorios en los cuales la probabilidad de que un evento pase es pequeño e independiente del tiempo. La probabilidad de que n átomos decaigan sobre el intervalo de tiempo para el cual el promedio es m, está dado por

$$P(n) = \frac{m^n e^{-m}}{n!} \quad \forall n = 0, 1, 2 \dots$$

Para la distribución de poisson, la varianza está dada por

$$\sigma^2 = \sum_{n=0}^{\infty} (n - m)^2 \frac{m^n e^{-m}}{n!} = m$$

y su desviación estándar será

$$\sigma = \sqrt{m}$$

Distribución Normal.- La tercera distribución importante es la normal, la cual es una buena aproximación a la binomial para N_0 grande, su función de densidad de probabilidad está dada por

$$Q(n) = \frac{1}{\sqrt{2\pi} \sigma} e^{\left[-\frac{(n-m)^2}{2\sigma^2}\right]}$$

donde m es la media y σ su desviación estándar. La gráfica de esta curva tiene forma de campana, su centro se encuentra en m y es simétrica con respecto a su media. La desviación tiene como interpretación el grado de dispersión de los datos del valor central y para el caso particular de toda distribución normal el área abajo de esta curva a $\pm\sigma$ del valor central es del 68.3%, es decir, este porcentaje de datos se encuentra entre $\mu-\sigma$ y $\mu+\sigma$. De igual forma la probabilidad de encontrar un valor en $\mu\pm 2\sigma$ es del orden del 95%. Para el caso particular en que en una normal su desviación es igual a su media, ésta se aproxima a las distribuciones de Poisson y Binomial para valores de m grandes, bajo la restricción de que $|m-n| \ll m$.

Tipos de Errores.- Al realizar una medición o una serie de mediciones que dan como resultado R , este resultado es frecuentemente reportado como

$$R \pm E ,$$

en este caso, E representa el error absoluto (R y E están dadas en las mismas unidades), o bien como

$$R \pm \varepsilon \%$$

donde $\varepsilon = (E/R) \times 100 =$ error relativo (adimensional).

Cuando las anteriores ecuaciones son usadas, es importante entender que no significa que el valor se encuentre entre R-E y R+E, sino que existe una probabilidad de que dicho valor se encuentre en tal intervalo, para esto es común usar el error estandar y el error probable, el primero de ellos nos dice que con una probabilidad de 0.683 el valor se encontrara entre $R-E_s$ y $R+E_s$, mientras que el segundo nos dice que con una probabilidad del 0.5 el valor se encontrará entre $R-E_p$ y $R+E_p$.

Propagación de Error.-Los resultados de un análisis son frecuentemente calculados de dos o más datos experimentales cada uno teniendo asociado su error, la pregunta es de qué manera estos errores se van propagando hacia el resultado final.

Para este propósito, si una cantidad x depende de las variables p, q, r, . . . , las cuales fluctúan en forma aleatoria y de manera independiente, es decir, x es una función de p, q, r, ..., lo cual escribiremos como

$$x=f(p,q,r,\dots).$$

La incertidumbre dx_i (que no es otra cosa que la desviación de su media), en la i-ésima medición de x, dependerá del tamaño y del signo de las correspondientes incertidumbres dp_i, dq_i, dr_i, \dots . Esto

es

$$dx_i = f(dp_i, dq_i, dr_i, \dots) = (x_i - m) \quad .$$

La variación en dx como una función de las incertidumbres en p , q , r , . . . puede ser derivada tomando la diferencial total, esto es

$$dx = \left(\frac{\partial x}{\partial p}\right) dp + \left(\frac{\partial x}{\partial q}\right) dq + \left(\frac{\partial x}{\partial r}\right) dr + \dots$$

Para relacionar los términos de la ecuación anterior es necesario elevar al cuadrado, así que

$$(dx)^2 = \left[\left(\frac{\partial x}{\partial p}\right) dp + \left(\frac{\partial x}{\partial q}\right) dq + \left(\frac{\partial x}{\partial r}\right) dr + \dots \right]^2$$

En la anterior ecuación si elevamos al cuadrado en el lado derecho aparecen términos que llamaremos del tipo 1 y del tipo 2, los del tipo 1 son los cuadrados como

$$\left[\left(\frac{\partial x}{\partial p}\right) dp \right]^2, \left[\left(\frac{\partial x}{\partial q}\right) dq \right]^2, \left[\left(\frac{\partial x}{\partial r}\right) dr \right]^2$$

Estos términos del tipo 1 no se cancelan ya que siempre son positivos, no así los términos del tipo 2 que llamaremos cruzados tales como

$$\left(\frac{\partial x}{\partial p}\right)\left(\frac{\partial x}{\partial q}\right) dp dq, \left(\frac{\partial x}{\partial p}\right)\left(\frac{\partial x}{\partial r}\right) dp dr, \dots$$

Estos pueden ser positivos o negativos, y si dp, dq y dr son independientes y aleatorios, algunos de estos términos cruzados serán positivos y otros negativos, de tal forma que la suma de todos estos términos del tipo 2 podría acercarse a cero.

Como una consecuencia de esta cancelación entonces $(dx)^2$ sumada desde $i=1$ hasta $i=N$, tenemos

$$\sum_{i=1}^N (dx_i)^2 = \left(\frac{\partial x}{\partial p}\right)^2 \sum_{i=1}^N (dp_i)^2 + \left(\frac{\partial x}{\partial q}\right)^2 \sum_{i=1}^N (dq_i)^2 + \left(\frac{\partial x}{\partial r}\right)^2 \sum_{i=1}^N (dr_i)^2 + \dots$$

Dividiendo la anterior ecuación entre N, tenemos

$$\frac{\sum_{i=1}^N (dx_i)^2}{N} = \left(\frac{\partial x}{\partial p}\right)^2 \frac{\sum_{i=1}^N (dp_i)^2}{N} + \left(\frac{\partial x}{\partial q}\right)^2 \frac{\sum_{i=1}^N (dq_i)^2}{N} + \left(\frac{\partial x}{\partial r}\right)^2 \frac{\sum_{i=1}^N (dr_i)^2}{N} + \dots \quad D3$$

Del concepto de varianza sabemos que

$$\sigma_x^2 = \frac{(x_i - \mu)^2}{N} = \frac{(dx_i)^2}{N},$$

donde σ_x^2 es la varianza de x. En forma similar

$$\frac{(dp_i)^2}{N} = \sigma_p^2.$$

Con esto podemos escribir la ecuación D3 como

$$\sigma_x^2 = \left(\frac{\partial x}{\partial p}\right)^2 \sigma_p^2 + \left(\frac{\partial x}{\partial q}\right)^2 \sigma_q^2 + \left(\frac{\partial x}{\partial r}\right)^2 \sigma_r^2 + \dots \quad D4$$

Operaciones aritméticas de suma, resta, multiplicación y división son realizadas con números que tienen error, la manera en que estos errores se propagan usando D4 estará dado por

$$(x \pm dx) + (y \pm dy) = (x + y) \pm \sqrt{(dx)^2 + (dy)^2}$$

$$(x \pm dx) - (y \pm dy) = (x - y) \pm \sqrt{(dx)^2 + (dy)^2}$$

$$(x \pm dx)(y \pm dy) = (xy) \left(1 \pm \sqrt{\frac{(dx)^2}{x^2} + \frac{(dy)^2}{y^2}} \right)$$

$$\frac{(x \pm dx)}{(y \pm dy)} = \left(\frac{x}{y} \right) \left(1 \pm \sqrt{\frac{(dx)^2}{x^2} + \frac{(dy)^2}{y^2}} \right)$$

BIBLIOGRAFIA

- 1.- William S. 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
U.S. Atomic Commission/Division of Technical Information
1964
 - 4.- J. Tolgyessy and M. Kyrs
Radioanalytical Chemistry
John Wiley & sons
1989
 - 5.- Susan J. Parry
Activation Spectrometry in Chemical Analysis
John Wiley & sons
1991
 - 6.- K. H. Czock
Principles of Radiation Detection
International Atomic Energy Agency
1990
 - 7.- Nicholas Tsoulfanidis.
Measurement and Detection of Radiation
Hemisphere Publishing Corporation
1983
 - 8.- William D. Ehmann and Diane E. Vance
Radiochemistry and Nuclear Methods of Analysis
John Wiley & Sons, Inc.
1991
-

-
- 9.- Glenn F. Knoll
Radiation Detection and Measurement
John Wiley & Sons, Inc.
1979
 - 10.- Bureau of Radiological Health
Handbook Radiological Health
1970
 - 11.- Samuel Glasstone y Alexander Sesonske
Ingenieria de Reactores Nucleares
Editorial Reverté
1975
 - 12.- Robley D. Evans
The Atomic Nucleus
Mgraw-Hill Book Company
1955
 - 13.- Zeev B. Alfassi
Activation Analysis Volume I
CRC
1990
 - 14.- K. Debertin and R. G. Helmer
Gamma-and X-Ray Spectrometry with Semiconductor
Detectors.
1988
 - 15.- Héctor René Vega Carrillo y Carlos Ríos Martínez
Análisis por Activación Neutrónica I
Centro Regional de Estudios Nucleares.
1988
 - 16.- José Nicolás Pecina Cruz
Tesis para Obtener el título de M.C.
Determinación de Cromo en Suero de Bovinos Mediante el
Método de Análisis por Activación con Neutones.
1983

-
- 17.- F. Adams and R. Dams.
Acompilation of Presisely Determine Gamma-Transition Energy
of Radionuclides produces by Reactor Irradiation.
Journal of Radioanalytical Chemesrty
Vol III, 1969, pag 99-126

 - 18.- H. B. Spitz, R. L. Buschbom, G. A. Ricksts and H. E. Palmer
A New Method for Analyzing High-Resolution Spectra from
Whole-Body Counter In-Vivo Measurements.
Health Physics Vol 49, No 6 (december), pp. 1085-1096,
1985

 - 19.- Internacional Working Group " Analytical Standards of Minerals,
Ores and Rocks" with the assistance of Centre de Recherches
Petrographiques et Geochimiques.
Special Issue of Geostandards Newsletter

