

CAPITULO I INTRODUCCION

A. Antecedentes

En la actualidad, los elementos del grupo llamado tierras raras, (aquellos con número atómico de 57 a 71), han adquirido gran importancia en muchos campos de la tecnología moderna.

Algunas áreas de aplicación de estos elementos son: en electrónica, en la construcción de superconductores; en óptica, en la construcción de nuevos láser, fibras ópticas y lentes para supertelescopios; en química, en la preparación de nuevos catalizadores; en el campo nuclear, en la construcción de barras de control; en medicina, en tratamientos de la epilepsia, terapias contra el cáncer, construcción de marca-pasos, como fuentes portátiles de rayos-X; en metalurgia, como aditivos en la producción de fierros dúctiles, aceros, metales no-ferrosos y superaleaciones, etc.

La escasez, y aumento en la demanda, de estos elementos ha originado un creciente interés por obtenerlos a partir de otras fuentes que no sean precisamente los minerales de tierras raras. Recientes investigaciones realizadas en otros países hacen suponer que estos elementos están presentes en cantidades significativas en minerales tales como la fluorita (flúorspar), del cual podrían ser aprovechados.

Dado que México ha sido durante varios años el primer productor mundial de fluorita (sin considerar a la URSS, ahora CEI, ni

a Mongolia), con una producción de 2,100 toneladas diarias aproximadamente, resulta práctico pensar en la extracción de tierras raras a partir de ésta materia prima sub-empleada hasta ahora en México.

Por lo anterior, algunos investigadores del departamento de química del Instituto Tecnológico y de Estudios Superiores de Monterrey (ITESM), entre ellos el Dr. Javier F. Rivas R. y el Dr. Xorge A. Domínguez, tuvieron la inquietud de desarrollar un método químico para la obtención de los elementos de tierras raras a partir del mineral de la fluorita.

Asumiendo que la presencia de estos elementos en la fluorita podría ser del orden de trazas, determinaron que era necesario, para hacer estimaciones preliminares sobre la posible explotación de éste recurso natural, primeramente establecer su grado de presencia en éste mineral, para lo cual se pensó que era necesario aplicar un método de análisis de gran sensibilidad y exactitud.

B. Definición del Problema

El Dr. Rivas, quien es asesor de tesis de la Ing. Guadalupe Morales, le propuso como tema de tesis para obtener el grado de maestría en química en el ITESM, el desarrollar dicho método químico para la obtención de los elementos de tierras raras a partir del mineral de fluorita.

Con el fin de realizar un trabajo sobre bases sólidas para desarrollar dicho método, el Dr. Rivas mostró interés en la

aplicación del método de AIAN para la caracterización previa del mineral de fluorita.

Dadas las condiciones anteriores se formuló el presente trabajo de investigación; utilizar el método de Análisis Instrumental por Activación con Neutrones para determinar posibles trazas de tierras raras en minerales de fluorita .

C. Justificación del Problema

Los principales usos de la fluorita mexicana son como fundente en las industrias del acero (se calcula que por cada tonelada de acero producido en hogar abierto se usan unos dos kilos de fluorita), vidrio, cerámica y como materia prima en la producción de ácido fluorhídrico, fluoruro de aluminio y fluorcarbones.

Cuenta México, en la actualidad, con una capacidad de producción instalada muy superior a un millón de toneladas métricas al año (casi la sexta parte del total mundial); 460 mil toneladas de grado metalúrgico, idóneo como fundente para hornos de aceración; 730 mil toneladas de concentrados, o sea, mineral beneficiado con un mínimo de 85% de fluoruro de calcio para un sinnúmero de usos industriales.

Hoy en día cerca del 60% de la producción nacional se exporta, de los cuales el 40% aproximadamente se venden a EUA.

Se estima que aproximadamente el 70% de la producción mundial de fluorita es transformado, por la industria química básica,

en ácido fluorhídrico, además, cerca del 23% la consume la industria del acero y el 7% restante se dedica a otros usos industriales.

Debido a la recesión que en años recientes han sufrido los países industrializados y al surgimiento de nuevos productores como Sudáfrica, Marruecos y, recientemente, China, existe actualmente una sobreoferta de este producto en el mercado mundial, por lo que los precios se encuentran sumamente deprimidos, afectando a México y a todos los demás países productores.

Todos estos hechos hacen pensar en que vale la pena realizar este estudio, ya que cualquiera que fuera su resultado tendría implicaciones de gran importancia.

Los resultados de esta tesis, cualquiera que estos sean, serán de gran ayuda para la Ing. Guadalupe Morales, ya que si son positivos se justifica el continuar con su proyecto.

De igual forma, por razones obvias, los resultados de esta tesis son de suma importancia para la empresa que proporcionó las muestras analizadas.

D. Objetivo de la Tesis

El principal objetivo que se pretende lograr en este trabajo de investigación es el obtener de la manera más exacta posible un análisis cuantitativo del contenido de elementos de tierras raras en mineral de fluorita que proviene de minas mexicanas, ubicadas en el estado de Coahuila, mediante del método de Análisis Instrumental

por Activación con Neutrones Térmicos, haciendo uso de un reactor nuclear de baja potencia para lograr la activación.

E Marco de Referencia

No se encontró evidencia alguna de un estudio similar a este realizado en México.

La literatura referida al tema es realmente escasa. Fuera del país, la mayoría de los estudios han sido realizados mediante difracción de rayos X, así como estudios Roentgenográficos de parámetros reticulares de muestras de fluorita al estado natural.

Solo se encontró una evidencia de la determinación de espectros de tierras raras por activación con neutrones. Este estudio se realizó a fluoritas brasileñas en el laboratorio Pierre Sue Commissariat a L'Énergie Atomique, en Saclay, en 1976. La precisión del análisis fue del orden de $\pm 5\%$, habiendo observado que las concentraciones variaban para algunas de las tierras raras entre 12 y 153 ppm.

CAPITULO II TEORIA DE ACTIVACION

A. Breve Historia del AIAN

El primer documento sobre el método de análisis por activación nuclear fue publicado en 1936 en Copenage, Dinamarca, por George Hevesy y Hilde Levi, quienes activaron elementos de tierras raras (Dysprosio y Europio) con neutrones térmicos de una fuente de Radón-Berilio, seguido por conteo beta con un contador Geiger, identificando los radionúclidos por su vida media.

Los neutrones térmicos han sido, y continúan siendo, la partícula bombardeante más generalmente usada, aunque considerables trabajos se realizan con neutrones rápidos, partículas cargadas y fotones energéticos.

Hasta antes de 1944 el desarrollo del gran potencial del método fue lento y estuvo limitado por la falta de fuentes neutrónicas de alto flujo y equipo de espectrometría gamma de mayor eficiencia y resolución. Sin embargo, con el advenimiento de aceleradores de partículas cargadas (ciclotrones, aceleradores Cockcroft-Walton y aceleradores Van de Graaff), el análisis por activación con partículas cargadas (AAPC) fue posible, pero la ausencia de equipo de espectrometría gamma adecuado era una severa limitación.

Un considerable avance se logró en 1944 con la disponibilidad de altos flujos de neutrones térmicos en el primer reactor nuclear de investigación, el X-10 en el Laboratorio Nacional de Oak Ridge, en

EUA, con un flujo de 5×10^{11} neutrones por $\text{cm}^2\text{-seg}$, comparado con el flujo de 5×10^5 neutrones por $\text{cm}^2\text{-seg}$ de las fuentes isotópicas que se tenían hasta ese entonces. Aún así, el trabajo práctico permaneció restringido debido a la falta de mejor equipo de medición y a los efectos de la Segunda Guerra Mundial.

En los años 50's proliferaron los reactores de investigación y surgió el detector de Ioduro de Sodio activado con Talio, NaI(Tl) .

El progreso en el campo de la espectroscopía de rayos gamma fue muy rápido en este período, acelerando su aplicación en el Análisis Instrumental por Activación con Neutrones (AIAN) de muestras multielementos.

El método instrumental del AAN, basado en el NaI(Tl) , aunque una técnica poderosa, estuvo limitada por la pobre resolución en la energía de este detector de centelleo (aún con la ayuda del ajuste de mínimos cuadrados por computadora de los espectros de altura de pulso). Un dramático avance tuvo lugar alrededor de 1960 cuando el detector semiconductor Ge(Li) fue inventado. Esta nueva clase de detector para radiación gamma proveía una resolución de 20 a 30 veces mayor que el NaI(Tl) , aunque sus eficiencias son semejantes para un mismo volumen.

En la actualidad el análisis por activación es una técnica basada en las disciplinas de física nuclear y química inorgánica. El marcado éxito del método y su aceptación general es el producto de la investigación cuidadosa en esos dos campos, lo que ha resultado en una vasta literatura de datos nucleares y conocimiento químico. Este éxito es también el resultado del intercambio cuidadoso de esta información dentro del uso analítico práctico. Cabe mencionar que

mucha de la tecnología aplicada del análisis por activación fue desarrollada en el Laboratorio Nacional de Oak Ridge, EUA.

B. Descripción Básica del Método de AIAN

El análisis por activación es una técnica analítica que permite medir la cantidad de un elemento dado X contenido en algún material Y . Esta técnica puede ser descrita como consistiendo de dos etapas discretas:

- a) La producción, por alguna clase de reacción nuclear, de un núclido radioactivo del elemento a ser determinado.
- b) La medición de la cantidad del radionúclido inducido.

En la primer etapa, se irradía el material Y con una fuente de radiación ionizante de tal forma que el elemento X se convertirá en X^* , un isótopo radioactivo de X .

En la segunda etapa, ya sea usando técnicas químicas o instrumentales, se "aisla" X y X^* de todos los otros elementos que hay en el material Y (no necesariamente en forma cuantitativa), y se mide la actividad de X^* , para posteriormente calcular la cantidad de X presente antes de la irradiación.

El "aislamiento" químico de la actividad de interés se lleva a cabo mediante la separación química de todas las otras actividades. El "aislamiento" instrumental de la actividad de interés involucra la detección de la radiación que puede ser asociada unicamente con la actividad de interés, tomando en cuenta propiedades de la radiación tales como:

- 1.- Tipo de radiación.
- 2.- Energía de la radiación.
- 3.- Intensidad de la radiación.
- 4.- Vida media del isótopo radioactivo.

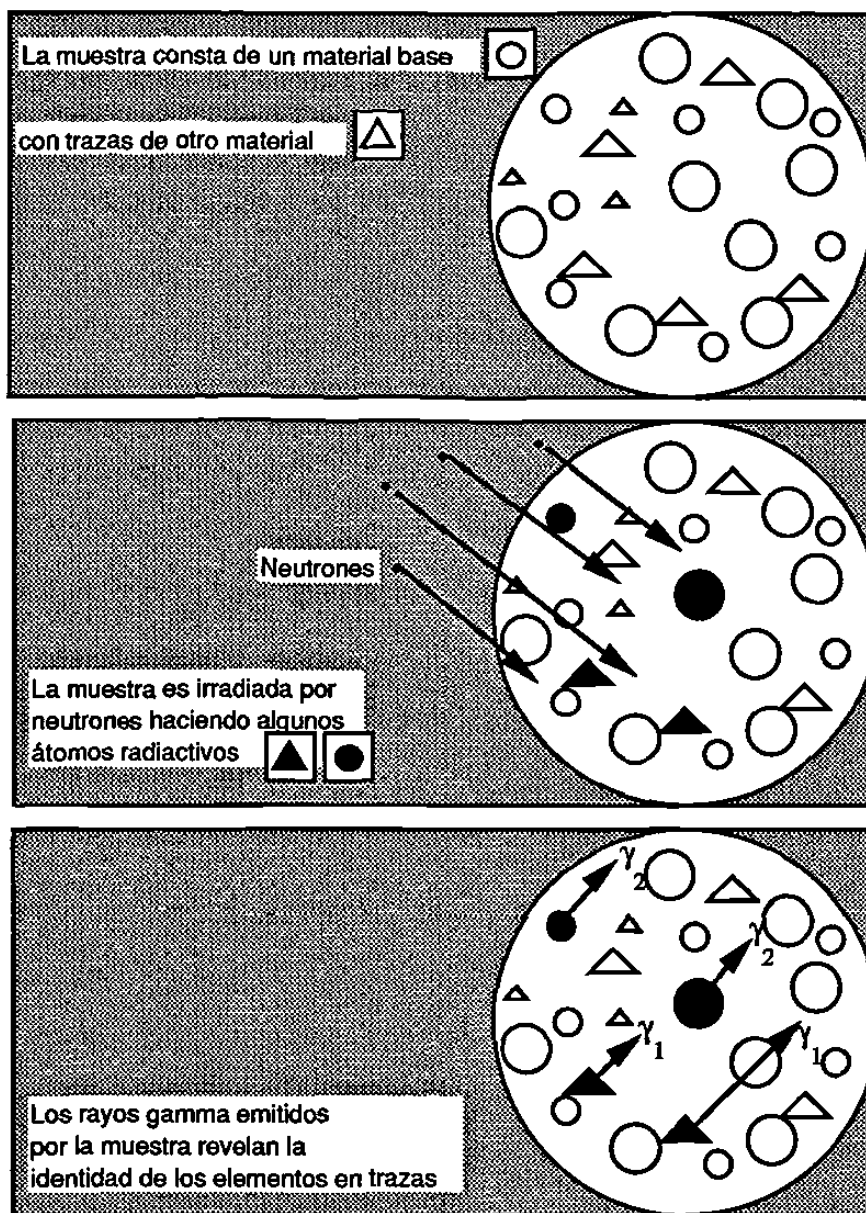


Figura 2.1 En el análisis por activación se pueden identificar y medir varios elementos analizando los rayos gamma emitidos después de ser irradiados con neutrones u otras partículas.

En el presente trabajo se considerarán solamente a los neutrones como las partículas bombardeantes que producen la actividad mencionada, y como radiación emitida para caracterizar los elementos de interés, los rayos gamma, además de las posibles interferencias de las reacciones (n,p) y (n,α) .

C. Neutrones Térmicos

A partir de 1932, en que Chadwick demostró la existencia del neutrón como resultado de sus investigaciones en la transmutación nuclear mediante el bombardeo con partículas alfa, se abrió un amplio campo de trabajo experimental, además de conducir a la idea actual como se concibe el núcleo del átomo, como un conjunto de protones y neutrones.

Antes del desarrollo de los reactores nucleares, las principales fuentes de neutrones resultaban de reacciones como $H^2(d,n)He^3$, $Be^9(d,n)B^{10}$, $Be^9(\alpha,n)C^{12}$, donde los neutrones rápidos producidos por estas fuentes se frenaban haciéndoles atravesar alguna sustancia rica en hidrógeno, como agua o parafina, proceso al que se le denominó **moderación**.

Como resultado del proceso de **moderación**, los neutrones, dentro de un reactor, alcanzan un estado en que sus energías cinéticas son del orden de las de los átomos o moléculas del moderador, dentro del cual se mueven. En este estado, los neutrones pueden ganar o perder una pequeña cantidad de energía en una colisión con un átomo, y por lo tanto, como en un gran número de

colisiones entre neutrones y átomos las ganancias de energía son tan probables como las pérdidas, se dice que los neutrones están en **equilibrio térmico** con los átomos o moléculas del moderador. En estas condiciones, podemos decir que el comportamiento de los neutrones es análogo al de los átomos o moléculas en estado gaseoso y puede describirse con bastante exactitud con la teoría cinética de los gases. Una vez dado el equilibrio térmico, la velocidad de los neutrones sigue la ley de distribución de Maxwell, dada por

$$n(v)dv = 4\pi n \left(\frac{m}{2\pi kT} \right)^{\frac{3}{2}} v^2 e^{-\left(\frac{mv^2}{2kT} \right)} dv \quad (2-1)$$

o

donde n es el número total de neutrones por unidad de volumen; $n(v)dv$ es el número de neutrones por unidad de volumen, cuya velocidad está comprendida entre v y $v+dv$; m es la masa del neutrón; k es la constante de Boltzmann, la cual tiene un valor de 1.380×10^{-16} erg por grado absoluto, y T es la temperatura absoluta del medio en grados Kelvin.

De la ecuación (2-1) se puede ver que cuando $v=0$ o cuando $v=\infty$, entonces $n(v) = 0$, por lo que $n(v)$ debe tener un valor máximo para algún valor finito de v , que corresponde a la velocidad más probable de los neutrones, v_0 . Si en el segundo miembro de la ecuación (2-1) hacemos

$$C = 4\pi n \left(\frac{m}{2\pi kT} \right)^{\frac{3}{2}}$$

que es independiente de v , y si además hacemos

$$\alpha = \left(\frac{m}{2kT} \right)^{\frac{1}{2}}$$

tendríamos

$$n(v) = Cv^2 e^{-\alpha^2 v^2}$$

la cual, derivando con respecto a v , e igualando a cero, para obtener su máximo, daría

$$\frac{dn(v)}{dv} = 2Cv e^{-\alpha^2 v^2} - 2Cv^3 \alpha^2 e^{-\alpha^2 v^2} = 0$$

y resolviendo para v

$$v_0 = \frac{1}{\alpha} = \left(\frac{2kT}{m} \right)^{\frac{1}{2}} \quad (2-2)$$

donde corresponde un valor de v_0 a cada valor de T . Como el valor máximo de $n(v)$ ocurre cuando $v = v_0$, ésta velocidad es la más probable. La energía de los neutrones correspondiente a la velocidad más probable se representa por E^0 y vale

$$E^0 = \frac{mv^2}{2} = kT = 1.380 \times 10^{-16} T \text{ ergs} \quad (2-3)$$

donde $1 \text{ erg} = 6.2418 \times 10^{11} \text{ eV}$. El valor de v_0 en cm/seg es :

$$v_0 = \sqrt{\frac{2kT}{m}} = \sqrt{\frac{2(1.380 \times 10^{-16})T}{1.675 \times 10^{-24}}} = \sqrt{1.648 \times 10^8 T} \quad (2-4)$$

La velocidad más probable de los neutrones a la temperatura ambiente, 20°C o 293°K, es de 2200 m/seg o más exactamente 2198 m/seg. La energía de los neutrones, en eV, correspondiente a la velocidad más probable sería,

$$E^0(\text{eV}) = 8.61 \times 10^{-5} T \quad (2-5)$$

La distribución de la energía de los neutrones estaría dada por

$$n(E)dE = 2\pi n(\pi kT)^{-\frac{3}{2}} e^{-\frac{E}{kT}} E^{\frac{1}{2}} dE \quad (2-6)$$

donde $n(E)dE$ representa el número de neutrones por unidad de volumen con energía cinética comprendida entre E y $E+dE$.

Aunque existen otras magnitudes para caracterizar la distribución Maxwelliana de los neutrones térmicos, como la velocidad media \bar{v} o la energía media \bar{E} , se suele utilizar para ello su velocidad más probable v_0 y la energía correspondiente E^0 , razón por la que a veces se les llama neutrones kT ; las secciones eficaces que se citan en la mayoría de las tablas existentes para los neutrones térmicos se refieren generalmente a los que tienen una velocidad de 2200 m/seg o una energía de 0.025 eV.

De la ecuación (2-1) se puede inferir la distribución del flujo para los neutrones térmicos, la cual es otra magnitud de importancia

en la física del neutrón, que se define comunmente como el producto de la densidad de neutrones $n(v)$ por la velocidad v ,

$$n(v)v dv = \left[4 \pi n \left(\frac{m}{2\pi kT} \right)^{\frac{3}{2}} v^2 e^{-\left(\frac{mv^2}{2kT} \right)} dv \right] v$$

$$= \left(\frac{4n}{\sqrt{\pi} v_0^3} \right) v^3 e^{-\frac{v^2}{v_0^2}} dv \quad (2-7)$$

donde el flujo está expresado en neutrones/cm²-seg y se suele describir geoméricamente como el número de neutrones que atraviesan una superficie de 1 cm² en un plano normal a dicho haz por unidad de tiempo; sin embargo, en ciertas condiciones ésta descripción es errónea. Dentro de un reactor nuclear, el flujo nv es isótropo, o sea, que los neutrones pueden atravesar dicha superficie en cualquier dirección con la misma probabilidad; de esta manera, el número de neutrones que atraviesa la unidad de superficie plana por segundo sería $nv/2$ y no nv . Vease la Figura 2.2.

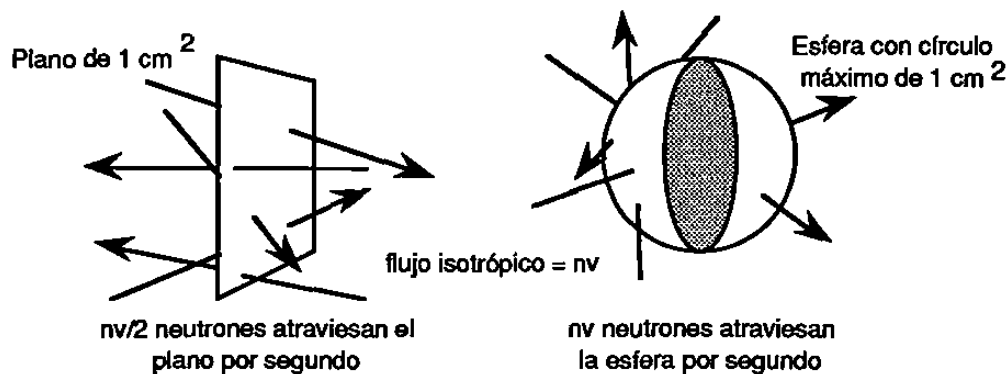


Figura 2.2 Representación geométrica del flujo de neutrones como el número de los mismos que atraviesan por segundo una esfera cuyos círculos máximos tienen un área unitaria

Esta definición geométrica del flujo sigue siendo válida si la superficie se considera que es la de un elemento de volumen esférico cuyos círculos máximos tengan un área de 1 cm^2 .

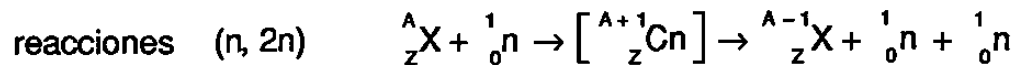
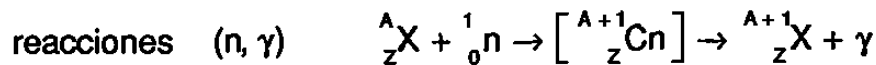
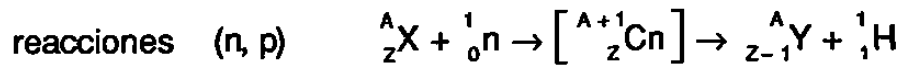
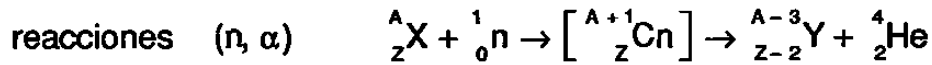
El concepto de flujo de neutrones no se limita a los térmicos, sino que se utiliza de un modo general para cualquier densidad y para cualquier distribución de velocidades.

Dado que la velocidad más probable de los neutrones a la temperatura ambiente es la de los neutrones térmicos, en el presente trabajo se considerará básicamente el efecto producido por el bombardeo con neutrones de esta energía, dentro de un reactor nuclear, al realizar la activación de muestras que van a ser analizadas.

D. Reacciones Nucleares

Debido a la ausencia de carga en los neutrones, su capacidad para penetrar el núcleo atómico es mayor que la de los protones, los deuterones o las partículas α , ya que no están sujetos a las fuerzas repulsivas Coulombianas presentes en el núcleo. Esta característica hace a los neutrones especialmente eficaces para producir transformaciones nucleares.

La reacción entre un neutrón y un núcleo produce en muchos casos una partícula α , un protón, un fotón o dos neutrones. Estas reacciones pueden en general ser representadas de la siguiente manera:



La reacción (n,2n) requiere neutrones rápidos ($E > 0.5$ MeV) para producirla, por lo que queda fuera de nuestros objetivos, ya que nos interesamos sólo en los efectos causados por neutrones térmicos.

El proceso que más comúnmente es originado por el bombardeo con neutrones es la captura radioactiva (n,γ), en particular con neutrones térmicos, siendo por lo tanto el efecto que analizaremos con más detalle en éste trabajo. Las reacciones (n,α) y (n,p) no son tan frecuentes como la reacción (n,γ), pero su contribución, en ciertas reacciones, puede llegar a ser significativa.

E. Decaimiento Radioactivo

1. Fundamentos del decaimiento radioactivo

Ya que muchos de los conceptos y técnicas de la física atómica y nuclear se basan en las propiedades de los elementos radioactivos y de sus radiaciones, resulta esencial el estudio de la radioactividad.

La emisión de partículas α y β por ciertos átomos sugirió la idea de que éstos estaban constituidos por unidades menores,

conduciendo al concepto actual de la estructura atómica. A su vez, la investigación de la dispersión de las partículas α por los átomos hizo nacer el concepto nuclear del átomo, fundamental en toda la teoría atómica. También, el estudio del bombardeo de los átomos con partículas α rápidas, procedentes de sustancias radioactivas que provocaban la desintegración de los núcleos atómicos, permitió el descubrimiento del neutrón y la elaboración de la teoría moderna acerca de la composición del núcleo.

El estudio de las radiaciones procedentes de los radionúclidos naturales y artificiales ha demostrado que el núcleo posee niveles de energía análogos a los atómicos, de cuyo tratamiento se encarga la espectroscopía nuclear.

La importancia de la radioactividad depende en alto grado de la posibilidad de medir con gran precisión sus variaciones y describirlas cuantitativamente mediante una teoría de directa aplicación. Las leyes que rigen las transformaciones radiactivas nacieron de la información que se tenía sobre los radioelementos naturales, pero son también válidas para los artificiales y pueden aplicarse a cualquier tipo de transformación radioactiva.

2. Ley fundamental del decaimiento radioactivo

Las observaciones experimentales del decaimiento radioactivo del Uranio y del Torio, permitieron a Rutherford y Soddy formular una teoría de la transformación radioactiva; sugirieron que los átomos de los elementos radioactivos sufren una desintegración espontánea con emisión de partículas α o β que conduce a la formación de átomos de un nuevo elemento, en donde la razón de

decaimiento $-dN(t)/dt$ en cualquier instante de tiempo t , que ellos llamaron "actividad", es proporcional al número de átomos presentes $N(t)$ en ese instante, lo cual se puede expresar como

$$-\frac{dN(t)}{dt} \propto N(t)$$

que se puede escribir como

$$-\frac{dN(t)}{dt} = \lambda N(t) \quad (2-8)$$

donde la constante de proporcionalidad λ es denominada "constante de desintegración", que es característica de cada especie radiactiva.

La solución de la ecuación diferencial (2-8) estaría dada por

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t} \quad (2-9)$$

donde N_0 representa el número de átomos al tiempo $t = 0$, y $N(t)$ el número de átomos que no han decaído al tiempo t . La ec. (2-8) representa la ley fundamental de la desintegración radioactiva. El factor $e^{-\lambda t}$ en la ec. (2-9) puede verse de alguna manera como la probabilidad de que no decaigan cada uno de los átomos originales.

En muchos casos la desintegración radioactiva de algún núclido "padre" dá origen a un isótopo "hija" que es a su vez radioactivo, con una constante λ propia.

Si $N(t)$ es el número de átomos padre al tiempo t , y $H(t)$ el número de átomos hija, entonces, la velocidad neta de crecimiento del número de átomos hija es

$$\frac{dH(t)}{dt} = \lambda_n N(t) - \lambda_h H(t) \quad (2-10)$$

donde el primer término del lado derecho de la ec. (2-10) representa la razón de producción de átomos hija, ec. (2-8), y el segundo término representa la razón de desintegración de los mismos.

La solución general de la ec. (2-10) sería

$$H(t) = \left(\frac{N_0 \lambda_n}{\lambda_h - \lambda_n} \right) e^{-\lambda_n t} + C e^{-\lambda_h t} \quad (2-11)$$

donde la constante de integración C vale $-N_0 \lambda_n / (\lambda_h - \lambda_n)$, ya que cuando $t = 0$, $H(t) = 0$. Sustituyendo el valor de C , la ec. (2-11) quedaría

$$H(t) = \left(\frac{N_0 \lambda_n}{\lambda_h - \lambda_n} \right) (e^{-\lambda_n t} - e^{-\lambda_h t}) \quad (2-12)$$

donde λ_n y λ_h son las constantes de decaimiento de los átomos padre e hija respectivamente.

Una cantidad importante para caracterizar un radionúclido es el **período de semidesintegración** o **vida media** $T_{1/2}$, la cual está definida como el tiempo necesario para que se desintegre la mitad de los átomos radioactivos existentes en un instante dado,

$$N(T_{\frac{1}{2}}) = \frac{N_0}{2} \quad (2-13)$$

o sea,

$$N_0 e^{-\lambda T_{\frac{1}{2}}} = \frac{N_0}{2}$$

de donde

$$T_{\frac{1}{2}} = \frac{\ln(2)}{\lambda} \quad (2-14)$$

Al recíproco de la constante de desintegración λ , comúnmente se le conoce como **vida promedio** τ , y representa el tiempo promedio necesario para que un átomo decaiga.

La actividad de una muestra puede ser expresada de varias formas. Las expresiones para la actividad generalmente se basan en la desaparición del padre y no en la aparición de un producto. Lo anterior se debe a que el padre puede decaer de varias maneras, y si se monitorea la aparición de un producto puede no representar la actividad total del padre. La unidad del **SI** (sistema internacional) es el becquerel (**Bq**), el cual es igual a 1 desintegración por segundo (dps). La unidad que comúnmente sigue usándose es el curie (**Ci**), el cual se define como 3.7×10^{10} dps, (actividad aproximada de 1 g del elemento ^{226}Ra).

F. La Ecuación de Actividad

Supongase que se somete a la acción de un flujo $n(v)v$ de neutrones térmicos una muestra de una sustancia estable y que ocurre cierta reacción nuclear por la que desaparece el neutrón y a la que corresponde una determinada sección eficaz, la cual, como en general depende de la energía de los neutrones o de su velocidad, puede representarse por $\sigma_a(v)$. El número de reacciones inducidas por segundo por los neutrones con velocidad v será $n(v)v\sigma_a(v)N$, donde N es el número de núcleos de la muestra bombardeada que pueden experimentar la reacción en cuestión. Si en dicha reacción se produce un nuevo núclido, como ocurre en las reacciones (n,γ) , el número de núcleos del mismo producidos por unidad de tiempo es:

$$\frac{dN_a(t)}{dt} = n(v)v\sigma_a(v)N \quad (2-15)$$

donde $N_a(t)$ es el número de núcleos producidos por los neutrones de velocidad v . Ahora bien, si la sección eficaz $\sigma_a(v)$ varía de modo inversamente proporcional a la velocidad de los neutrones, podrá representarse por

$$\sigma_a(v) = \frac{\sigma_{a_0} v_0}{v} \quad (2-16)$$

donde v_0 es una cierta velocidad que se toma como patrón y σ_{a_0} es el valor que le corresponde de la sección eficaz, con lo cual la ecuación (2-15) se transforma en

$$\frac{dN_a(t)}{dt} = n(v) \sigma_a v_0 N \quad (2-17)$$

que es independiente de v , por lo que el número de neutrones absorbidos por unidad de tiempo depende de la densidad n de éstos más bien que del flujo nv .

Si la distribución de los neutrones sigue la ley de Maxwell, $n(v)$ vendría dado por la ec. (2-1), e integrando la ec. (2-17) para todos los valores posibles de v , se obtendrá el valor del número total $N_a(t)$ de nuevos núcleos que se forman por segundo

$$\frac{dN_a(t)}{dt} = N \sigma_a v_0 \int_0^{\infty} 4 \pi n \left(\frac{m}{2\pi kT} \right)^{\frac{3}{2}} v^2 e^{-\left(\frac{mv^2}{2kT} \right)} dv \quad (2-18)$$

El valor de la integral del segundo miembro de esta última ecuación es precisamente n , el número total de neutrones por cm^3 , puesto que la distribución de Maxwell representa el modo como se reparten los n neutrones entre los diferentes valores posibles de la velocidad, resultado que puede comprobarse observando que

$$\int_0^{\infty} v^2 e^{-\beta^2 v^2} dv = \frac{\sqrt{\pi}}{4\beta^3}$$

donde β es una cantidad independiente de v . En consecuencia, la cantidad de nuevos núcleos formados por unidad de tiempo en una reacción cuya sección eficaz varía de modo inversamente proporcional a la velocidad, por acción de neutrones térmicos que

obedezcan la ley de distribución de Maxwell de las velocidades, es sencillamente

$$\frac{dN_a(t)}{dt} = n\sigma_a v_0 N \quad (2-19)$$

Podría llegarse al mismo resultado partiendo de cualquier distribución $n(v)$ de las velocidades de los neutrones, siempre que la sección eficaz σ_a fuera inversamente proporcional a la velocidad. Se suele dar a v_0 el valor 2200 m/seg, es decir, el de la velocidad más probable en una distribución de Maxwell a 20°C, a la que corresponden las secciones eficaces térmicas resumidas en tablas y recopilaciones. Cuando la sustancia que se desea activar tiene una sección eficaz inversamente proporcional a la velocidad de los neutrones, los neutrones térmicos pueden considerarse monoenergéticos, con energía E_0 que corresponde a la velocidad más probable. Para obtener el flujo térmico basta sencillamente con multiplicar la densidad de neutrones por la velocidad $v_0 = 2200$ m/seg. Ahora, cuando la nueva especie nuclear es radioactiva, con una constante de desintegración λ , la variación del número de núcleos radioactivos con respecto al tiempo viene dada por la expresión

$$\frac{dN_a(t)}{dt} = nv_0\sigma_a N - \lambda N_a \quad (2-20)$$

que al integrarla da lugar a

$$N_a(t) = \frac{nv_0\sigma_{a_0}N}{\lambda}(1 - e^{-\lambda t}) \quad (2-21)$$

donde t es la duración de la irradiación de la muestra. La velocidad de desintegración de los núcleos radioactivos será

$$\lambda N_a(t) = nv_0\sigma_{a_0}N(1 - e^{-\lambda t}) \quad (2-22)$$

La ec. (2-22) constituye el fundamento del método comunmente empleado para determinar la sección eficaz de activación de un núclido cuando se conoce la densidad n de neutrones, o para obtener esta cuando se conoce la primera; como sustancia bombardeada, o detector, se suele utilizar una lámina delgada de una sustancia capaz de sufrir una reacción cuya sección eficaz sea inversamente proporcional a v , con lo que se satisface la condición necesaria para la validez de la ec. (2-22). La velocidad de desintegración $\lambda N_a(t)$ de la actividad inducida se mide con los procedimientos normales de recuento, y si se conocen t , λ y σ_{a_0} , puede determinarse n . En las condiciones experimentales reales, transcurre un cierto tiempo θ (llamado de "enfriamiento") entre el final de la irradiación y la iniciación de la medida de la actividad, en cuyo caso ésta vendrá dada por

$$A_m = nv_0\sigma_{a_0}N(1 - e^{-\lambda t})e^{-\lambda\theta} \quad (2-23)$$

El factor exponencial introducido corrige el efecto cuantitativo de la desintegración sufrida durante el tiempo θ .

Ya que muy pocos elementos son monoisotópicos, solamente una fracción f de los átomos blanco tomarán parte en la reacción, donde f es la abundancia fraccional del isótopo de interés. El número de átomos blanco puede ser expresado en términos del peso W del elemento presente, su peso atómico M y el número de Abogadro N_a .

$$N = \frac{fWN_a}{M}$$

Además, si se incluye un factor de corrección por el tiempo de conteo t_c , la ec. (2-23) toma la forma

$$A_m = \frac{f \sigma_{a_0} W \phi N_a}{M} (1 - e^{-\lambda t}) e^{-\lambda \theta} (1 - e^{-\lambda t_c}) \quad (2-24)$$

donde $\phi = nv_0$ y representa el flujo de neutrones con velocidad v_0 . De la ec. (2-24), despejando W tenemos que

$$W = \frac{MA_m}{f \sigma_{a_0} \phi} \frac{e^{\lambda \theta}}{(1 - e^{-\lambda t})(1 - e^{-\lambda t_c}) N_a} \quad (2-25)$$

Al cálculo de W por medio de la ec. (2-25) se le conoce como "método absoluto" del Análisis por Activación.

En principio, todos los factores de la ec. (2-25) son conocidos o pueden ser medidos. Así, debe ser posible calcular el peso del elemento presente. En la práctica, sin embargo, σ_{a_0} no se conoce con suficiente exactitud, ϕ no puede ser determinada exactamente, y no es siempre fácil determinar la razón de desintegración A_m .

Consecuentemente, un procedimiento de comparación con un estándar conocido es invariablemente usado. La cantidad de actividad de la muestra desconocida es comparada con la cantidad de actividad de un estándar del elemento a ser determinado. Se calcula entonces el peso del elemento en la muestra de la relación

$$W_x = W_s \left(\frac{C_x}{C_s} \right) \quad (2-26)$$

donde W_x es el peso del elemento en la muestra, W_s es el peso del elemento estándar, C_x es la razón de conteo observada de la muestra y C_s es la razón de conteo del estándar, medido e irradiado bajo las mismas condiciones que la muestra. Este proceso, de hecho, fue el que se utilizó en el presente trabajo de investigación.

G. Espectroscopía

El objetivo principal de la espectroscopía gamma es relacionar los decaimientos nucleares, ocurriendo en una muestra, con las actividades de núclidos presentes en la misma.

Para hacer esto, es de utilidad saber porqué los decaimientos nucleares producen un espectro. También, es importante saber porqué dicho espectro tiene cierta forma, así como establecer la información que puede ser extraída de él para lograr el objetivo indicado.

1. Teoría de la emisión gamma

Un decaimiento o desintegración nuclear se define como el paso de un estado nuclear base, de un núcleo inestable, a otro. Frecuentemente hay varias maneras por las cuales puede ocurrir el decaimiento (esquemas de decaimiento). Los modos básicos de decaimiento son; la **emisión α** , la **emisión β^+** , la **captura electrónica** y la **emisión β^-** . No existen otras formas de decaimiento, y solo estos modos básicos producirán el número de desintegraciones que mide la actividad.

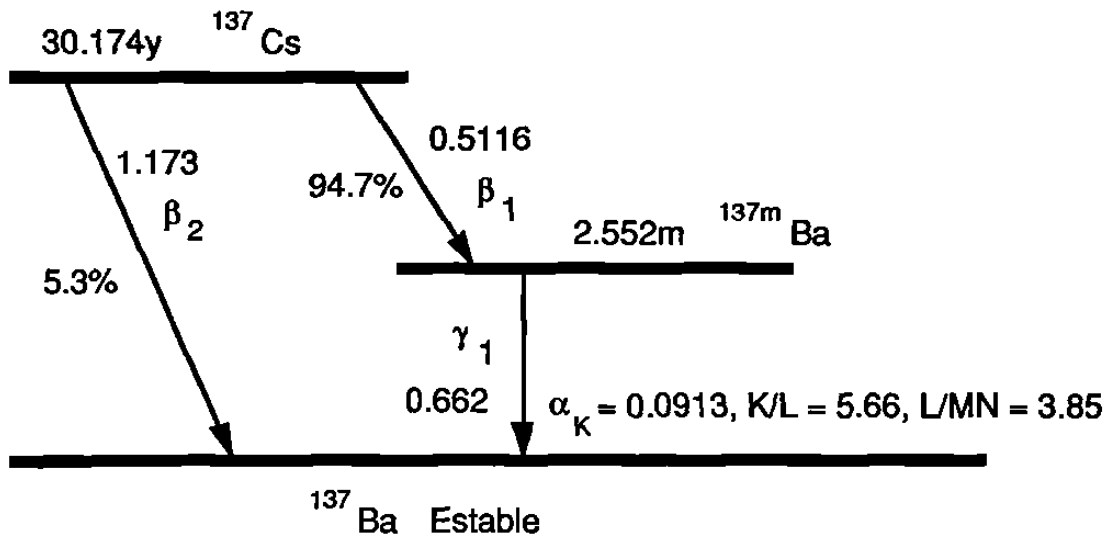
Cuando un núclido decae por uno o más modos básicos de decaimiento, todos, o una fracción predecible de los productos nucleares quedarán en un estado excitado. La **emisión gamma**, la **transición isomérica** y la **conversión interna** son entonces métodos que compiten en la des-excitación de estados nucleares. Hay dos métodos por los que los estados nucleares reducen su nivel de energía: pueden emitir un rayo gamma o pueden expulsar un electrón orbital. A la expulsión de un electrón orbital se le conoce como conversión interna. La transición isomérica es básicamente el mismo tipo de des-excitación solo que con un tiempo de retraso medible (del orden de 10^{-9} segundos o mayor). La transición isomérica no es un modo de decaimiento independiente sino un caso especial de la emisión gamma y/o la conversión interna. Todos los modos de decaimiento de des-excitación (modos secundarios) son relacionados como la razón de la fracción predecible por desintegración. Su suma no resulta en un 100% como en el caso de los modos de decaimiento primario.

En la conversión interna, el exceso de energía de un estado nuclear es liberado expulsando electrones de las capas K, L, M, etc. del átomo. Estos electrones llevan la energía de la transformación nuclear menos su energía de ligazón. Para que el átomo ionizado regrese a su estado de equilibrio, la vacante dejada por el electrón liberado es ocupada por algún electrón de capas superiores, con la consecuente emisión de rayos X característicos. Al número de electrones liberados de cada capa, comparado con el número de emisiones gamma compitiendo por una transición nuclear dada, se le llama **coeficiente de conversión interna** para esa capa. Como la conversión interna de la capa K es la más común por ser la más cercana al núcleo, el coeficiente de conversión interna se expresa usualmente en términos de ésta (α_K), mientras que los coeficientes para capas más alejadas se expresan en términos de razones a las capas más internas, K/L, K/LM o L/M, etc. También se pueden expresar como el coeficiente total (α_{TOT} o e_{TOT}/γ).

El esquema de decaimiento del ^{137}Cs , en la Figura 2.3, muestra una transición isomérica del ^{137m}Ba (2.552 min). El estado metastable (estado nuclear intermedio entre el estado excitado y el base) decae por dos maneras al Ba^{137} estable, la emisión gamma de 0.662 MeV y por conversión interna (ambos indicados por la misma línea vertical). El coeficiente de conversión interna para la capa K es $\alpha_K = e_K/\gamma_1 = 0.0913$. Como $K/L = 5.66$ y $L/MN = 3.85$, entonces

$$e_K = 0.0913 \gamma_1 \quad e_L = 0.0161 \gamma_1 \quad e_{MN} = 0.0042 \gamma_1 \quad e_{TOT} = 0.1116$$

$$\gamma_1/\text{desintegración} = (0.947)(1 - 0.1116) = 0.8413$$



Esquema de Decaimiento del ^{137}Cs

Figura 2.3 Esquema de decaimiento del Cs-137, cuyo estado base es el Ba-137.

Se puede ver que no hay un γ_1 para cada desintegración del ^{137}Cs , tampoco son 0.947 γ_1 para cada decaimiento. Hay solamente 0.8413 γ_1 por desintegración, y esta es la cantidad que registrará el detector en 0.662 MeV. El 11.16% de $^{137\text{m}}\text{Ba}$ o el 10.57% de ^{137}Cs (94.7% $\beta_1 \times \alpha_{\text{TOT}}$) decaerá por conversión interna. De estos, el 81.8% ($\alpha_K/\alpha_{\text{TOT}}$) se des-excitará por la emisión de rayos X característicos del Bario a 32KeV.

Hay tres procesos principales de interacción de los rayos gamma con la materia: el **Efecto Fotoeléctrico**, el **Efecto Compton** y la **Producción de Pares**. Un rayo gamma puede interactuar por uno o por todos estos procesos.

El efecto fotoeléctrico es similar a la conversión interna en lo que respecta a la energía transferida al electrón orbital y al hecho de que lo expulsa de su trayectoria. La diferencia entre estos procesos es que en la conversión interna la energía transferida

proviene del mismo átomo del cual se expulsó el electrón. En el efecto fotoeléctrico la energía proviene de un fotón gamma externo y es transferida totalmente al electrón, y para fines prácticos de análisis se supone que esto tiene lugar dentro del detector.

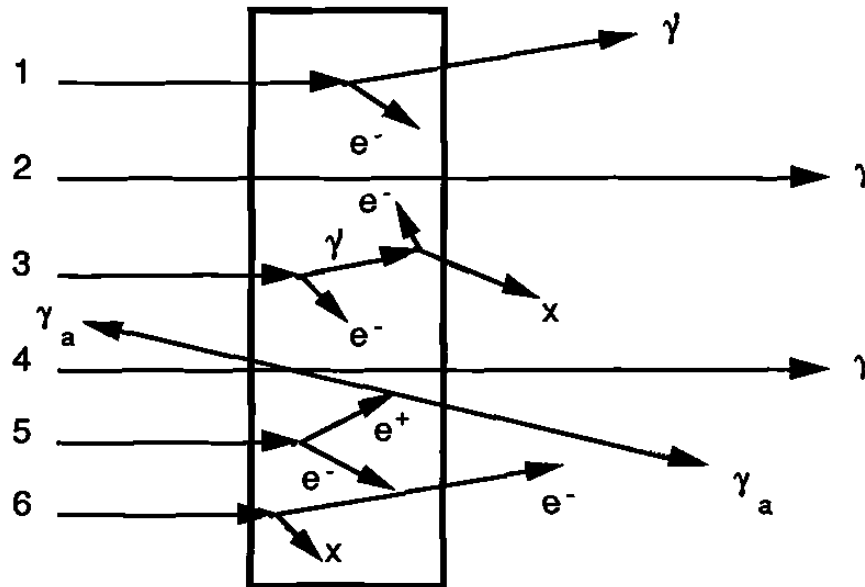


Figura 2.4 Tipos de interacción de los rayos gamma con la materia.

La dispersión Compton también es el resultado de la interacción de un fotón gamma con electrones individuales, generalmente ligados al átomo. En la dispersión Compton la transferencia de energía no es completa en una sola interacción. Solo una fracción de la energía es transferida al electrón, el cual es expulsado de su órbita y el fotón dispersado fuera de su trayectoria original. La cantidad de energía transferida depende de la energía inicial del fotón y del ángulo al cual es dispersado.

La dispersión Compton es un proceso de múltiples interacciones en el cual el fotón gamma pierde energía hasta que es

absorbido completamente o hasta que su energía es reducida a un valor en el que puede interactuar mediante el efecto fotoeléctrico. Las energías cedidas en cada interacción Compton son sumadas dentro del detector y registradas como si hubiera tenido lugar una sola interacción. El pulso registrado es proporcional a la energía total del fotón. La dispersión Compton puede ocurrir fuera del detector, sin embargo, solo aquellas que sucedan dentro del detector pueden ser registradas.

El tercer proceso de interacción gamma es conocido como producción de pares. Este proceso tiene el más alto umbral de energía de los tres procesos de interacción gamma y no puede ocurrir a energías menores que 1.02 MeV. Un fotón gamma que tenga al menos esta energía puede ser completamente absorbido mediante la formación de un par electrón-positrón. Este par contendrá la energía total del fotón absorbido menos 1.02 MeV, la energía en reposo del par.

El positrón producido en el par es inestable y se combina con un electrón. El electrón y el positrón se aniquilan liberando una energía de 1.02 MeV. La energía es liberada como dos fotones en direcciones opuestas, teniendo cada uno una energía de 0.511 MeV.

Hay otros procesos de interacción gamma, sin embargo, son menos probables y menos importantes en el rango de energía que nos interesa (de 5 keV a 3 MeV). Hay dos procesos por los cuales la dirección de un fotón es cambiada sin pérdida de energía, la dispersión Rayleigh por electrones ligados y la dispersión Thompson por electrones libres. Sus efectos tenderán a cancelarse en muchos

casos, ya que muchos fotones como pueden dispersarse en una dirección particular, también pueden dispersarse lejos de ella.

En pocos casos un fotón puede interactuar con un núcleo como en la dispersión nuclear de resonancia, donde la energía del fotón es transferida al núcleo, y el núcleo es dejado momentáneamente en un estado excitado. El núcleo se des-excitará entonces con la emisión de uno o más rayos gamma, donde la energía total emitida será la misma que el fotón original, excepto para los efectos de reculeo. Un fotón puede también interactuar con el potencial de Coulomb del núcleo (dispersión Delbrück). Aunque estos procesos pueden ser de importancia en casos muy especiales, no son significativos en el presente trabajo.

2. Efectos de la emisión gamma en un espectro

Se puede generalizar diciendo que los espectros gamma tienen tres zonas: un fotopico de energía completa, un valle que se encuentra, en valores de energía menores, justo antes que el fotopico de energía completa, y un continuo relativamente más alto de cuentas desde el valle hasta el valor cero de energía. El fotopico de energía completa resulta de la absorción completa del fotón gamma en el detector. El valle resulta de un efecto frontera que no permite que un fotón gamma, que perdió mucha de su energía, escape del detector, siendo absorbido por efecto fotoeléctrico. El resultado es una región donde la probabilidad de registrar cuentas es baja. La tercera zona, la de energía más baja, que aparece en el espectro como un continuo de cuentas, es el resultado de fotones que han descargado su energía por dispersiones Compton. La probabilidad de

que un fotón gamma escape del detector como función de la energía es casi constante. Esta tercer zona es conocida como continuo de Compton. Vease la Figura 2.5.

Como resultado de la producción de pares en el detector, se pueden distinguir cinco diferentes picos en el espectro resultante:

- a) El fotopico de energía completa debido a la absorción total del fotón es el más prominente.
- b) El pico de aniquilación de radiación a 0.511 MeV, que se presenta cuando un par producido ocurre fuera del detector y un fotón de aniquilación es emitido hacia adentro del detector.
- c) Cuando un fotón gamma entra en el detector e interactúa por producción de pares y uno de los fotones de aniquilación escapa del detector. Esto resulta en un fotopico de energía completa menos 0.511 MeV.
- d) Cuando un fotón gamma entra en el detector e interactúa por producción de pares y los dos fotones de aniquilación escapan del detector. Esto resulta en un fotopico de energía completa menos 1.02 MeV.
- e) Cuando el proceso de producción de pares ocurre fuera del detector y ambos fotones son dispersados dentro del detector causando un pico suma en 1.02 MeV.

Si los detectores fueran perfectos, la altura de pico y el área de pico serían la misma. Más ahora, el área burda y el área neta serían iguales ya que no habría ruido o continuo.

Desafortunadamente, en la práctica los picos tienen anchura y muchos fotones no son detectados en la energía completa creando un continuo, más bajo en energía que el pico de energía completa. La

forma de pico que produce un fotón es una función de distribución Gaussiana o Normal, sobrepuesta en un continuo escalonado.

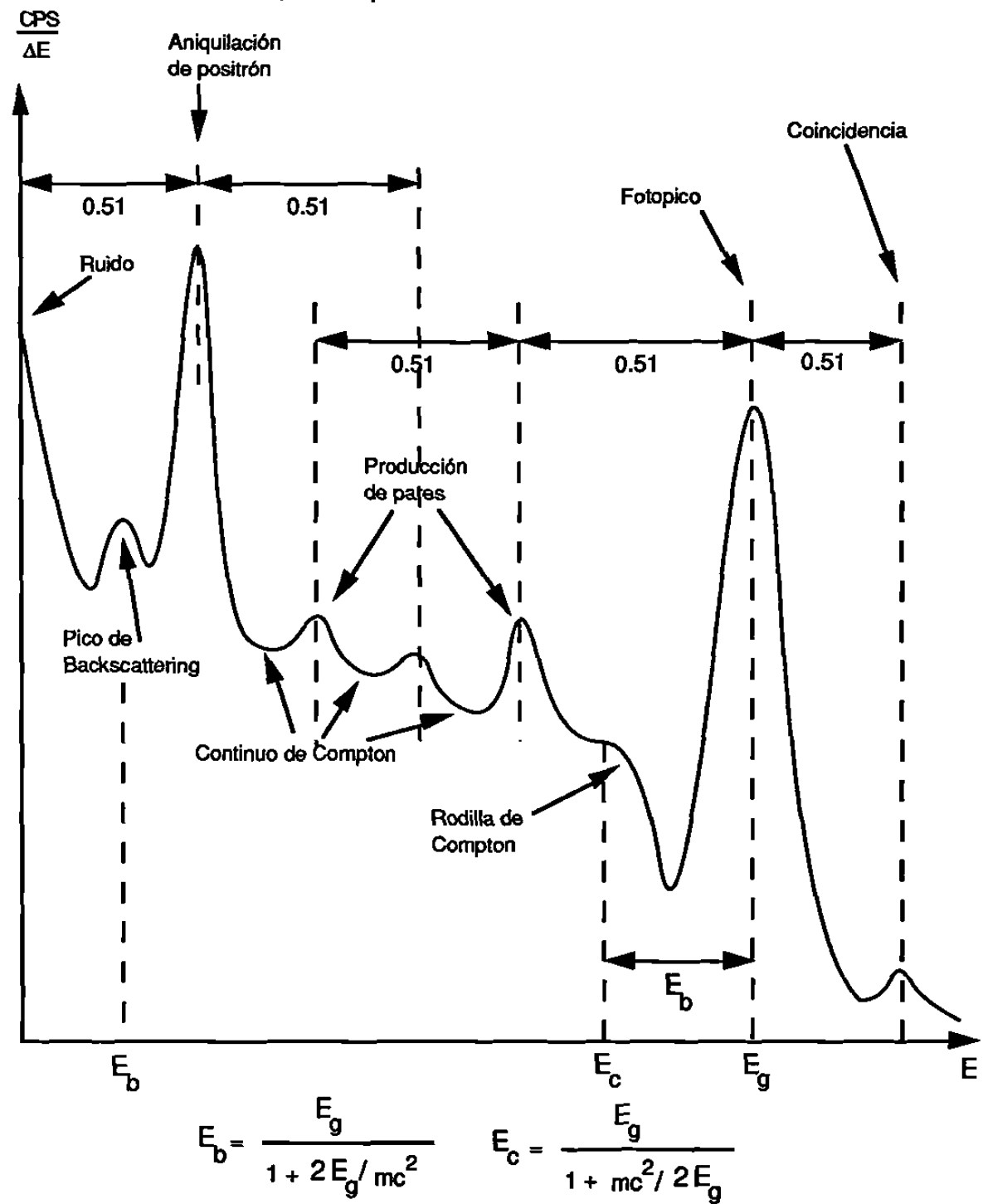


Figura 2.5 Principales efectos en un espectro de rayos gamma.

La altura del escalón es directamente proporcional a la intensidad del fotón y se suma al continuo desde fotones de energía más alta.

Podría haber un factor de sesgo de baja energía en el pico, dependiendo del tiempo de colección de pulso del detector, la sintonía del equipo electrónico de amplificación y de la dispersión hacia adelante (en ángulo pequeño) en la muestra.

Otro hecho que puede ser observado en un espectro es la presencia de multiplets, o picos múltiples, los cuales se originan por varias causas, entre ellas la cercanía de dos fotones.

Es importante mencionar que para cualquier geometría dada, el área total neta del pico del fotón o cualquier fracción consistente de esta área, es proporcional a la actividad de la fuente.

3. Análisis de los componentes de un espectro

Para determinar los centroides de los fotopicos es necesario primero realizar una calibración de energía vs número de canal y forma vs número de canal, usando para esto picos de alguna fuente isotópica calibrada. Para lo anterior pueden ser usados de dos a veinte picos. Con los datos obtenidos se puede hacer un ajuste por mínimos cuadrados. La curva resultante del ajuste no es mejor ni peor que los datos suministrados.

La resolución generalmente se especifica en un sistema detector de Germanio utilizando el pico de 1332 keV del Cobalto-60. Sin embargo, cada pico en un espectro tiene su propia resolución y esta varía suavemente como una función de la energía, por lo tanto, también debe ser ajustada a una curva.

Un componente típico en un espectro gamma es la llamada rodilla de Compton, la cual se presenta como resultado de la máxima energía transmitida a un electrón debido a un choque frontal con el fotón, y no debe ser confundido con un fotopico de energía completa.

También se presentan picos llamados de "backscattering" en los espectros gamma, alrededor de los 200 keV, sin importar la energía original de los fotones cuando estos son dispersados hacia atrás (a un ángulo grande).

Cuando más de un fotón es absorbido en el detector simultáneamente, la suma de sus energías es registrada en el espectro. A este efecto se le conoce como **coincidencia** o efecto cascada.

CAPITULO III ESTADISTICA DE CONTEO

A. Estadística y Radioactividad

La finalidad de muchas mediciones es obtener el valor de una cantidad física. Este valor puede resultar directamente de las mediciones o ser derivado, de los valores de cantidades medidas, por una relación matemática. En ambos casos, se tiene que trabajar con el análisis estadístico de las mediciones para derivar el valor final y establecer su incertidumbre. Algunas veces una medición es hecha una sola vez y el valor deseado debe ser deducido de ésta única medición. En otros casos se hacen repetidas mediciones de la misma cantidad y el valor deseado es deducido de un análisis estadístico de la distribución de los resultados individuales. En la espectroscopía de rayos-X y rayos- γ las cantidades de interés, como la energía de un rayo- γ o la actividad de una fuente, no son obtenidas directamente sino que son deducidas de otras cantidades medidas.

Tanto la interacción de la radiación gamma con la materia como el decaimiento radioactivo son procesos de naturaleza estadística. Su análisis requiere de un tratamiento riguroso, pero dado lo extenso del tema, en esta sección se describirán solo las herramientas estadísticas básicas para su estudio.

En las siguientes secciones se describen algunos de los tópicos más importantes utilizados en el presente trabajo, incluyendo el método de las medianas móviles usado en el análisis de los espectros .

B. Distribuciones de Probabilidad

Si una cantidad es medida repetidamente, ya sea con el mismo método o uno diferente, en el mismo laboratorio o en uno diferente, los valores observados serán diferentes. Todos estos valores diferirán entre sí, así como del valor "verdadero" de la cantidad. La desviación de un valor observado con respecto a su valor verdadero es llamado error de la medición y puede tener muchas causas. Estas desviaciones pueden ser tratadas cuantitativamente por métodos estadísticos.

1. Distribución binomial

La distribución binomial es un modelo estadístico que resulta al realizar un experimento binomial, el cuál tiene las siguientes propiedades:

- 1) consiste de N ensayos idénticos,
- 2) cada ensayo produce uno de dos resultados posibles, A (acierto), F (fracaso),
- 3) la probabilidad de acertar en un solo ensayo es " p ", y es constante para todos los ensayos. La probabilidad de fracaso es $q=(1-p)$,
- 4) los ensayos son independientes,
- 5) se desea calcular " n ", que representa el número de aciertos en N ensayos.

La distribución de probabilidad para un experimento binomial, su media, su varianza y su desviación estándar estan dadas, respectivamente, por las expresiones que aparecen en las ecuaciones (3-1) y (3-2)

$$B(n) = \frac{N!}{(N-n)!n!} p^n q^{N-n} \quad (3-1)$$

$$\begin{aligned} \mu &= Np \\ \sigma^2 &= Npq \\ \sigma &= \sqrt{Npq} \end{aligned} \quad (3-2)$$

El decaimiento radioactivo tiene todas las características de un experimento binomial ya que,

- 1) el experimento consiste de N ensayos idénticos, (observar N_0 átomos radioactivos durante un tiempo t para ver si decaen o no),
- 2) cada ensayo tiene dos resultados, decae o no,
- 3) la probabilidad es constante,
- 4) los ensayos son independientes,
- 5) nos interesa calcular el número de aciertos.

Considerando lo anterior, en el decaimiento radioactivo de una muestra que contiene N_0 átomos radioactivos, la probabilidad $B(n)$ de que n átomos decaerán en un tiempo t estará dada por

$$B(n) = \frac{N_0!}{(N_0 - n)!n!} (1 - e^{-\lambda t})^n (e^{-\lambda t})^{N_0 - n} \quad (3-3)$$

donde su media, su varianza y su desviación estándar serían

$$\begin{aligned} \mu &= N_0(1 - e^{-\lambda t}) \\ \sigma^2 &= N_0(1 - e^{-\lambda t}) e^{-\lambda t} \\ \sigma &= \sqrt{N_0(1 - e^{-\lambda t}) e^{-\lambda t}} \end{aligned} \quad (3-4)$$

2. Distribución de Poisson

Si en un experimento binomial, el tamaño de muestra N es grande y la probabilidad de acierto p es pequeña, es frecuente usar las probabilidades dadas por la distribución de Poisson como una aproximación de las probabilidades binomiales. La distribución de probabilidad de Poisson, para n aciertos, está dada por:

$$P(n) = \frac{\mu^n e^{-\mu}}{n!} \quad n=0, 1, 2, 3, \dots \quad (3-5)$$

donde μ es la media de la distribución de probabilidad (Np).

La distribución de Poisson es un caso especial de la distribución binomial, la cual se puede aplicar al decaimiento radioactivo cuando la vida media de la muestra que emite la radiación es grande comparada con el tiempo de observación experimental, y además, hay suficientes átomos idénticos actuando independientemente para proporcionar datos significativos. Así, la probabilidad de que n átomos decaigan en un intervalo de tiempo para el cual la media verdadera es μ , está dada por la ec. (3-5).

La varianza y la desviación estándar de la distribución de Poisson están dadas por

$$\begin{aligned} \sigma^2 &= \mu \\ \sigma &= \sqrt{\mu} \end{aligned} \quad (3-6)$$

Las únicas suposiciones que se requieren para poder usar la distribución de Poisson como modelo para experimentos aleatorios

son que los eventos ocurran en forma aleatoria e independiente unos de otros.

3. Distribución normal

Las distribuciones Binomial y de Poisson se aplican a variables discretas, pero las variables aleatorias involucradas en muchos experimentos son continuas. La distribución Gaussiana o Normal es la distribución más importante para aplicaciones en mediciones. Es extremadamente útil, ya que para casi cualquier tipo de medición que ha sido tomada muchas veces, la frecuencia con la cual ocurren los resultados individuales forma, con una muy buena aproximación, una distribución Gaussiana centrada alrededor del valor promedio de los resultados. Entre más grande sea el número de intentos, mejor será su representación por una Gaussiana. Más aún, la teoría estadística muestra que aún cuando la población original de los resultados bajo estudio no sigue una distribución Normal, sus promedios sí lo hacen. Esto es, si una serie de mediciones de la variable x_i (con $i = 1, 2, 3, \dots, N$) se repite M veces, los valores promedio \bar{x}_N (con $N = 1, 2, 3, \dots, M$) siguen una distribución Normal aunque las x_i 's pueden no hacerlo. Este resultado es conocido como **teorema de límite central** y se cumple para cualquier muestra aleatoria de variables con desviación estándar finita.

En realidad ninguna distribución de datos experimentales puede ser exactamente Gaussiana, ya que la Gaussiana se extiende de $-\infty$ a $+\infty$, pero para fines prácticos la aproximación es buena y es ampliamente usada, ya que conduce a excelentes resultados.

Es importante mencionar que bajo ciertas condiciones la distribución Gaussiana se asemeja a la Binomial y a la de Poisson.

La distribución Normal está dada por

$$G(x) dx = \frac{1}{(\sqrt{2\pi}) \sigma} e^{-\left(\frac{(x-m)^2}{2\sigma^2}\right)} dx \quad (3-7)$$

donde $G(x)dx$ es la probabilidad de que el valor x se encuentre entre x y $x+dx$, m es la media de la distribución y σ^2 la varianza de la misma.

En general, la probabilidad de encontrar el valor de x entre cualesquier dos límites x_1 y x_2 , está dada por

$$G(x_1 \leq x \leq x_2) = \int_{x_1}^{x_2} G(x) dx \quad (3-8)$$

La media, la varianza y la desviación estándar de la distribución, así como la anchura total a la mitad de su altura máxima (FWHM), la cuál se representa por Γ , están dadas respectivamente por

$$\bar{x} = \int_{-\infty}^{+\infty} xG(x) dx = m \quad (3-9)$$

$$V(x) = \int_{-\infty}^{+\infty} (x - m)^2 G(x) dx = \sigma^2 \quad (3-10)$$

$$\sigma = \sqrt{V(x)} \quad (3-11)$$

$$\Gamma = (2\sqrt{2 \ln 2}) \sigma \approx 2.3548 \sigma \quad (3-12)$$

Los resultados de una serie de mediciones de una muestra radioactiva son elementos de una distribución Poisson. Estos resultados pueden ser tratados como miembros de una distribución Gaussiana si el promedio de esas mediciones es mayor que $m = 20$. La desviación estándar de esa distribución Gaussiana es $\sigma = (m)^{1/2}$.

C. Error Estándar y Error Probable

Considérese que se realiza una medición o una serie de mediciones que dan como resultado R y su error estimado E . Es común que los resultados se reporten como

$$R \pm E \quad (3-13)$$

donde E es el error absoluto (R y E tienen las mismas unidades), o como

$$R \pm \varepsilon\% \quad (3-14)$$

donde $\varepsilon = (E/R)100$ es el error relativo (adimencional).

Cuando las ecs. (3-13) o (3-14) son usadas, es importante entender que $(R \pm E)$ no significa que el resultado correcto ha sido fijado entre $(R-E)$ y $(R+E)$. Esto realmente significa que hay una probabilidad de que el resultado correcto tenga un valor entre $(R-E)$ y $(R+E)$. Para calcular esta probabilidad no hay un acuerdo unánime.

Sin embargo, actualmente dos valores de probabilidad han sido usados más frecuentemente que otros, y conducen a la definición de dos errores correspondientes, el error estándar y el error probable.

Cuando el resultado de una medición es reportado como $(R \pm E_s)$, donde E_s es el error estándar, se entiende que hay un 68.3% de oportunidad de que el resultado verdadero tenga un valor entre $(R - E_s)$ y $(R + E_s)$.

Por definición, el error probable es igualmente probable de ser por exceso que por defecto. Por lo tanto, si el resultado de una medición es $(R \pm E_p)$ y E_p es el error probable, entonces hay un 50% de oportunidad de que el resultado verdadero tenga un valor entre $(R - E_p)$ y $(R + E_p)$.

Tanto el error estándar como el error probable están basados en la distribución Gaussiana. Esto es, se asume que el resultado R es el promedio de resultados que pertenecen a una distribución Normal. Este hecho no introduce ninguna limitación en la práctica, ya que los resultados individuales de una serie grande de cualquier tipo de medición pertenecen a una distribución Gaussiana (excepto en mediciones de conteo de radiación con $m < 20$, las cuales obedecen la distribución de Poisson). Se puede mostrar fácilmente que

$$E_p = 0.6745 E_s \quad (3-15)$$

Los errores estándar y probable son comunmente usados para reportar resultados experimentales, aunque ciertos investigadores usan otros errores, por ejemplo, el error 95%, E_{95} , el cual dá un 95%

de oportunidad de tener un resultado verdadero entre $(R-E_{95})$ y $(R+E_{95})$.

D. Propagación de Errores

Algunas veces se tiene que determinar una cantidad que es una función de más de una variable aleatoria. En tales casos, es muy importante saber cómo calcular el error de la cantidad compuesta en términos de los errores de las variables aleatorias individuales. Este procedimiento se conoce como propagación de errores.

Considerese la función $f(x,y)$ la cual depende de las variables aleatorias "x" y "y". Generalmente los valores de x y y son determinados experimentalmente y entonces el valor de $f(x,y)$ es calculado.

A continuación se listan algunos ejemplos de la propagación de errores en funciones muy comunes, dadas las condiciones

x = variable aleatoria con error estándar σ_x

y = variable aleatoria con error estándar σ_y

a = constante

b = constante

1) si $f(x,y) = ax \pm by$, entonces

$$\sigma_f = \sqrt{a^2 \sigma_x^2 + b^2 \sigma_y^2} \quad (3-16)$$

2) si $f(x,y) = axy$, entonces

$$\sigma_f = a \sqrt{y^2 \sigma_x^2 + x^2 \sigma_y^2} \quad (3-17)$$

3) si $f(x,y) = ax/y$, entonces

$$\sigma_f = a \sqrt{\frac{\sigma_x^2}{y^2} + \frac{x^2 \sigma_y^2}{y^4}} \quad (3-18)$$

E. Método de las Medianas Móviles

El método de medianas móviles es un método de análisis basado en gran parte en las técnicas de suavizamiento que intentan cancelar el efecto de la variación aleatoria y supuestamente revelar las componentes buscadas. A continuación se describe brevemente el método.

El objetivo original del método de medianas móviles fue analizar espectros gamma de alta resolución e identificar formalmente resultados de exámenes de conteo de cuerpo-completo en personal contaminado por alguna vía (canales de datos que son significativamente mayores que la radiación de "fondo") sin depender de complejos programas de computadora para el ajuste por mínimos cuadrados o la descomposición de espectros. Las bases técnicas de este método usan dos operaciones estadísticas fundamentales en secuencia para transformar y suavizar un espectro de altura de pulso vs energía.

En el primer paso del método se aplica la ec. (3-19), una transformación de estabilización de varianza, a cada canal de los datos originales en el espectro, donde "Y" es la transformación de "X", el valor de un canal de los datos originales. La transformación, Y, tendrá varianza unitaria, asumiendo que los datos originales

tienen una distribución de Poisson. Esto proporciona un medio para determinar la significancia estadística de los canales pico.

$$Y = \sqrt{X} + \sqrt{X+1} \quad (3-19)$$

La segunda operación envuelve calcular un espectro de "fondo" aplicando una mediana móvil a los datos transformados. La mediana móvil es una función no-lineal de suavizado de datos que, ya que es insensitiva a la presencia de ocasionales afloramientos en los datos, puede encontrar importantes patrones de comportamiento en el espectro (picos) que de otra manera estarían oscurecidos por el ruido aleatorio.

Una mediana móvil con un palmo (ventana) de n canales no perturbará una secuencia de datos cambiando monotónicamente, pero eliminará picos de u canales o menos, donde $n = 2u + 1$. Si la ventana n es más pequeña que la anchura de cierto pico, el espectro suavizado probablemente reflejará algunas cuentas residuales en la región pico de interés. Por otro lado, importantes inestabilidades pueden ser borradas si la ventana es demasiado grande. En el análisis de espectros de conteo típicamente son usadas ventanas de 11 a 19 canales.

El espectro producido por el suavizado es equivalente al "fondo" debido a que la mediana móvil ha eliminado puntos de datos sobresalientes, tales como fotopicos reales o de ruido, pero no ha afectado la forma inherente del espectro original.

Los fotopicos son identificados observando la diferencia entre el espectro transformado y el suavizado ("fondo") y seleccionando

como picos aquellos conjuntos de canales que son significativamente positivos. Ya que los espectros, transformado y suavizado, tienen varianza unitaria, la diferencia calculada estará en unidades de desviación estándar. Los picos se consideran significativos siempre que excedan al fondo por 2.576 desviaciones estándar.

Después de identificar los picos, los resultados cuantitativos se obtienen aplicando la inversa de la transformación de estabilización de la varianza al espectro suavizado por las medianas para obtener el espectro no-transformado del fondo. La inversa de la transformación es

$$X = \left[\frac{Y^2 - 1}{2Y} \right]^2 \quad (3-20)$$

El espectro neto es calculado restando el espectro de fondo de la medición original. La actividad puede ser determinada entonces aplicando factores de calibración adecuados para la región de energía significativamente mayor que el fondo.

Además de observar aquellos canales que excedan 2.576 desviaciones estándar el fondo, se puede usar un criterio adicional para mejorar la formalidad del método. Este criterio consiste en que si solo un canal es significativo, el canal inmediatamente antes del canal pico debe ser mayor que 1.75 desviaciones estándar y el canal posterior debe ser significativamente mayor que cero.

A los espectros reportados en el presente trabajo se les aplicó este método con la intención de obtener una gráfica suavizada de los mismos.

CAPITULO IV EQUIPO EXPERIMENTAL

A. Laboratorio

Como ya se dijo antes, la parte experimental de esta tesis se llevó a cabo en el Nuclear Engineering Teaching Laboratory (NETL) del centro de investigación Balcones Research Center de The University of Texas at Austin.

Entre otras cosas, el NETL cuenta con un laboratorio radioquímico ampliamente equipado.

Los recursos del laboratorio utilizados en el presente trabajo para la preparación y manejo de las muestras y estándares fueron los siguientes:

- a) guantes de latex libres de contaminantes
- b) pañuelos desechables libres de contaminantes
- c) polivials descontaminados
- d) caufín eléctrico
- e) agua deionizada (agua destilada tres veces)
- f) sellador térmico de polivials
- g) tijeras
- h) cucharillas tipo espátula
- i) porta-polivials
- j) plumón con tinta indeleble
- k) báscula electrónica Mettler AE163 (de 0 a 30g con $\sigma=0.02$ mg)
- l) recipiente para agua deionizada
- m) estándares químicos

n) detector Geiger-Muller

ñ) blindaje de bloques de plomo

En el capítulo titulado Procedimiento (Cap. V) se describirá con detalle la forma en que fue usado el equipo anterior, así como las especificaciones técnicas relevantes el el desarrollo del trabajo.

B. Reactor

El principal dispositivo empleado en el desarrollo de esta tesis lo fue un rector nuclear de baja potencia TRIGA Mark II, (TRIGA por las siglas de Training, Research, Isotope production, General Atomics) diseñado para entrenamiento e investigación. Este reactor, desarrollado y concebido por la Gulf General Atomic (anteriormente una división de General Dynamics Corporation) es de gran versatilidad e inherente seguridad ya que aún sin refrigerante no sería posible que se fundiera su corazón, esto debido a su bajo nivel de producción de energía. Además el enriquecimiento del combustible es tan bajo que es imposible que ocurra una explosión nuclear (esto también sucede con los actuales reactores de agua ligera usados para producir altos niveles de energía).

El corazón del reactor, conteniendo combustible de uranio, se localiza en el fondo de un tanque (a nivel de tierra) de aluminio de 27 pies de profundidad lleno de agua y rodeado por una estructura de concreto de 1000 toneladas como blindaje (vea Figura 4.1). El agua dentro del tanque, altamente purificada, sirve como refrigerante, moderador neutrónico y como un transparente blindaje de radiación. El acceso visual y físico al corazón es posible en todo tiempo.

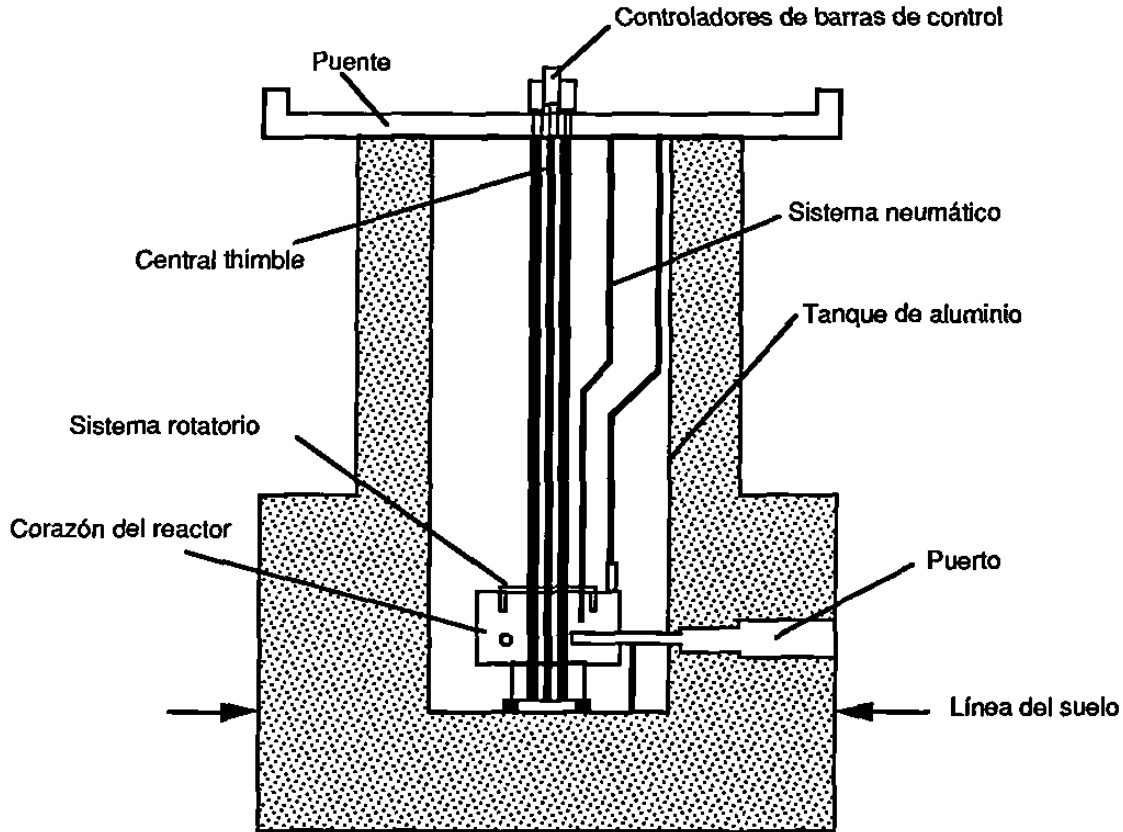


Figura 4.1 Corte transversal del reactor TRIGA Mark II.

El reactor TRIGA Mark II puede operar a niveles de energía de hasta 1 MW, mientras que en el modo de pulsado se pueden alcanzar 1500 MW por períodos cortos de tiempo de alrededor de 10 mseg. El nuevo sistema de control digital de este reactor facilita su operación para llevar a cabo experimentos de física de reactores y el entrenamiento de nuevos operadores.

Para la realización de muchos otros experimentos el reactor cuenta con un soporte rotatorio de especímenes (Lazy Susan) el cual se localiza dentro del reflector de grafito del reactor. El diseño de este reactor incluye también un sistema de transferencia neumático

de especímenes, el cual penetra el corazón del reactor. Otro acceso al corazón del reactor lo es el llamado "Central Thimble", un tubo central que permite insertar muestras dentro de la región de máximo flujo del corazón. Huecos cilíndricos en la estructura blindaje de concreto, llamados puertos de rayos neutrónicos, los cuales permiten a los neutrones fluir fuera del corazón, constituyen otro aditamento de gran importancia de este reactor, ya que con estos es posible realizar experimentos dentro o fuera del blindaje de concreto.

El corazón del reactor es un ensamble de aproximadamente 90 elementos de combustible rodeado por un reflector neutrónico anular de grafito. Cada elemento consiste de una sección de combustible tapada arriba y abajo con insertos de grafito, contenidos todos dentro de tubos de acero inoxidable de pared delgada. La sección de combustible es una aleación metálica de uranio de bajo enriquecimiento uniformemente distribuido en hidruro de zirconio. Con el diseño de estos elementos de combustible, los incrementos rápidos de potencia (a niveles muy altos) son suprimidos automáticamente sin usar control mecánico alguno y el reactor rápidamente regresa a niveles de potencia normales.

La instrumentación de este reactor está contenida en un sistema de control compacto guiado con microprocesadores. Este avanzado sistema permite una operación flexible y eficiente con control preciso de flujo y potencia.

El nivel de potencia del reactor es controlado por cuatro barras de control. Tres de estas barras, una regulando y dos calibrando, son tubos sellados de acero inoxidable conteniendo carburo de boro

pulverizado (B_4C) seguido de hidruro de zirconio y uranio (UZrH). Conforme las barras son retiradas, el boro (absorber neutrónico) sale del corazón y el UZrH (combustible) entra, incrementando así la potencia. La cuarta barra, la barra transitoria, es un cilindro sólido de grafito boratado con un recubrimiento de aluminio, la cual es operada con presión neumática para permitir la operación de pulsado. La salida súbita de la barra transitoria produce un violento incremento en la potencia y el flujo.

A continuación se listan algunos de los parámetros de diseño del reactor TRIGA Mark II del NETL de la Universidad de Texas en Austin:

Elementos combustible

moderador-combustible	U-ZrH
razón H/Zr	1.6
contenido de uranio	8.5 %
enriquecimiento del uranio	19.7 %
longitud del combustible	38 cm
diámetro del combustible	3.6 cm
material de revestimiento (cladding)	304 SS
espesor del revestimiento	0.051 cm
número crítico	≈ 64
número operacional	≈ 90
masa total de uranio	18 kg

Valores de Reactividad ($\Delta k/k$)

valor equivalente total de las barras	8.7 %
exceso (máximo)	4.9 %
pulso (máximo)	2.2 %

Enfriamiento del Reactor

convección natural agua-agua	
temperatura promedio del corazón	54 °F
temperatura máxima del combustible (1 MW)	842 °F
volumen del tanque	11,000 gal

Flujo Neutrónico a 1 MW (n/cm²-seg)

térmico promedio	1.1 X 10 ¹³
rápido promedio	6.4 X 10 ¹²
central thimble (térmicos)	2.2 X 10 ¹³
reflector (térmicos)	6.5 X 10 ¹²
salida del puerto (térmicos)	10 ⁶ - 10 ⁹

C. Sistema de Detección

Además del laboratorio radioquímico y el reactor nuclear TRIGA Mark II, se hizo uso de otra parte del NETL; la sección de detección y medición de la radiación. En esta sección se utilizaron dos detectores coaxiales de germanio hiperpuro (HPGe) TENNELEC, con eficiencias del 30% y 40% ambos de alta resolución.

La principal ventaja que tiene este tipo de detector, HPGe, es que puede ser almacenado a temperatura ambiente debido a la ausencia de litio difundido, por lo que solo requiere ser enfriado cuando está en uso. Los detectores HPGe son hechos con germanio de alta pureza (concentración de impurezas del orden de 10¹⁶ átomos/m³ o menos).

En la Figura 4.2 se muestra el arreglo que se le dió al detector para efectuar el conteo de muestras y estándares.

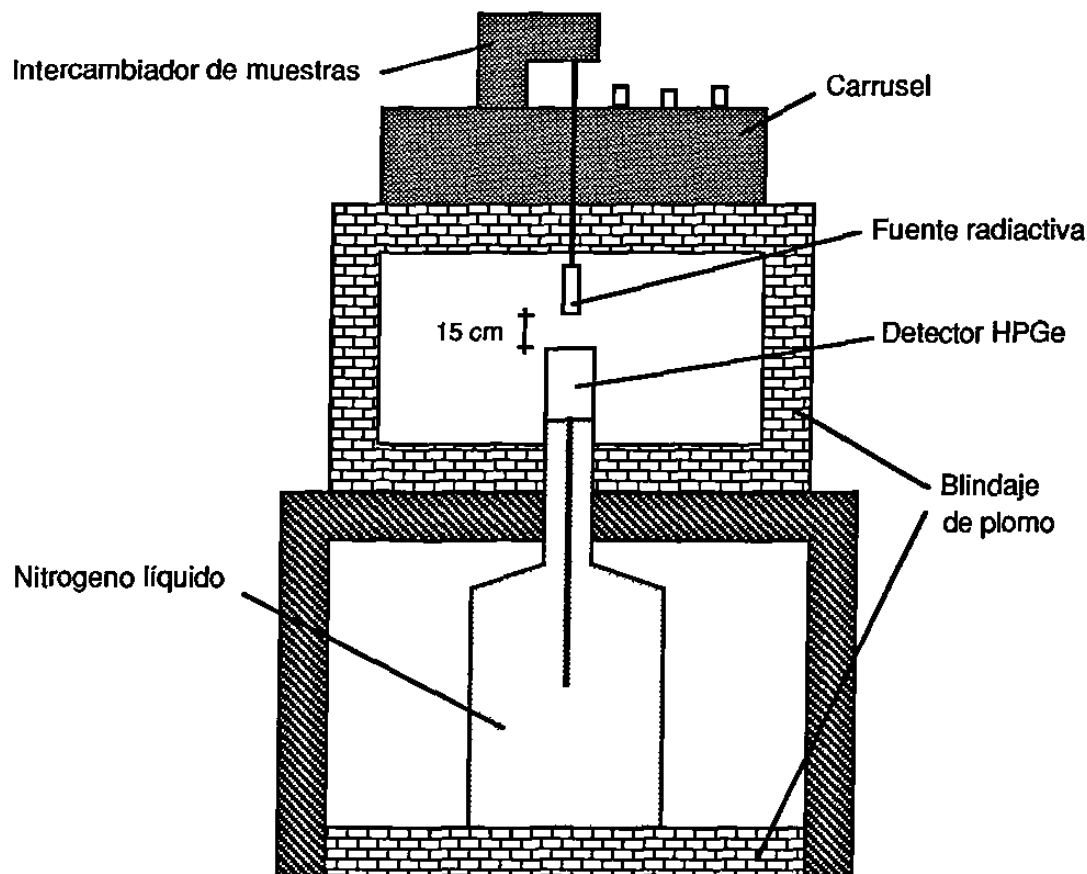


Figura 4.2 Esquema del arreglo detector-fuente-blindaje.

Cabe mencionar que el blindaje de plomo fue recubierto en su parte interior por dos hojas metálicas, primero con una de cadmio y luego con otra de cobre, ambas con el fin de reducir la creación de rayos X en los bloques de plomo debido a la interacción de los rayos gamma con los mismos, permitiendo así obtener un espectro gamma más claro.

D. Computadora

La enseñanza e investigación en la Universidad de Texas están respaldadas por un extenso equipo computacional incluyendo una supercomputadora Cray-YMP 8/864. En el NETL se dispone de una red computacional compuesta de una VAX 3130, una VAX 3176 y varias IBM PC 286 y MAC II.

En la sección de detección y medición del NETL se cuenta una computadora VAX Genie Workstation System utilizada como subestación, en la cual se corre el software ND-9900 (de Nuclear Data Inc.) con el que la computadora simula ser un Analizador de Pulsos Multicanal.

Dicho software tiene una gran cantidad de subrutinas que simplifican considerablemente el análisis de los espectros obtenidos con el sistema de detección.

En el siguiente capítulo se muestran los reportes proporcionados por las subrutinas de calibración, localización de picos y determinación de la concentración elemental de las muestras y estándares utilizados en esta tesis.

CAPITULO V PROCEDIMIENTO

A. Características de las Muestras

Las muestras analizadas fueron proporcionadas por una empresa productora de ácido fluorhídrico y cuya materia prima es la fluorita (espatoflúor). Esta materia prima proviene de minas ubicadas en el estado de Coahuila, México.

La empresa que proporcionó las muestras almacena la fluorita en los patios de la planta, encontrándose ésta todo el tiempo a la intemperie formando un montón cónico. (Lo anterior hace dudar que la materia prima cumpla con la especificación de 0% de humedad).

Se seleccionó una muestra (denominada QB-1) de la parte exterior del montón y otra (denominada QB-2) de la parte interior.

En seguida se mostrará la información que se obtuvo de las muestras antes de realizar su análisis por el método de AIAN.

En la Tabla 5.1 se listan las especificaciones a las que está sujeta la fluorita para ser aceptada por la empresa que la utiliza para la producción de ácido fluorhídrico. La información extraída de esta tabla consiste en la variedad de elementos que con una alta probabilidad pueden ser encontrados en las muestras analizadas.

En la Tabla 5.2 se muestran los resultados obtenidos del análisis químico realizado por vía húmeda por la empresa que extrae la materia prima de las minas (espatoflúor o fluorita). Como puede verse, este análisis es bastante burdo y solo muestra los principales componentes del mineral.

Tabla 5.1 Especificaciones requeridas al proveedor de la materia prima (fluorita) por la empresa que proporcionó las muestras.

División Química						
Quimobásicos, S. A. de C. V.						
Ave. Ruiz Cortines al Pte.						
Monterrey, N. L.						
Apartado Postal 1730						
Tel. 51-10-10						
Télex: 0382801						
0382802						
C. P. 64400						
ESPECIFICACION DE MATERIA PRIMA						
ESPATO FLUOR (BASE SECA)						
FORMULA : CaF_2						
ESPECIFICACION	UNIDADES	MAX	META	MIN	METODO	
PUREZA	%	100.0	>98.7	97.5	F 1-7A	
HUMEDAD	%	0.0	0.0	0.0	F 1-12A	
SILICA (SiO_2)	%	0.6	<0.30	0.00	ESP-QB1	
CARBONATO de CALCIO (CaCO_2)	%	1.00	<0.50	0.00	F 1-8A	
SULFATO de BARIO	%	1.00	<0.50	0.00	ESP-QB2	
SULFUROS (como S)	%	0.01	<0.005	0.00	F 1-19B	
ORGANICOS	%	0.10	<0.05	0.00	F 1-13A	
CLORUROS TOTALES (NaCl)	%	0.02	<0.01	0.00	ESP-QB3	
CLORUROS SOLUBLES (NaCl)	%	0.005	<0.0025	0.00	ESP-QB3	
FOSFORO (como P_2O_5)	%	0.03	<0.015	0.00	F 1-14A	
ARSENICO (como As_2O_3)	%	0.001	<0.0005	0.00	F 1-20	
GRANULOMETRIA (% a través de)						
	MALLA 40	%	100.0	100.0	100.0	ESP-QB4
	MALLA 100	%	100.0	>97.5	95.0	
	MALLA 200	%	100.0	>85.0	70.0	
* EL MATERIAL DEBE ESTAR LIBRE DE TERRONES						

Tabla 5.2 Reporte del análisis químico realizado por el proveedor a la materia prima (fluorita).

FLUORITA DE MEXICO, S. A.				
APARTADO No.54 CD. M. MUZQUIZ, COAH.				
				DATE _____
				LAB. NO. _____
CERTIFICATE OF ASSAY				
ASSAYED FOR : _____				
ADDRESS : _____				
MARKED : _____				
% Calcium Fluoride	Silica	% Calcium Carbonate	% Moisture	Others
97.988	0.584	0.806	0.00	0.622
σ	0.32995	07925	0.06542	0.00000
				0.32105
				_____ ASSAYER

B. Cálculo de la Actividad Esperada

Antes de efectuar las irradiaciones de las muestras se calculó, en forma aproximada, la actividad esperada en cada una de las mismas con la intención de estimar si podrían ser manejables para efectuar su medición en el sistema de detección, así como prevenir posibles daños al equipo. Básicamente, el cálculo de la actividad esperada se realizó de dos formas. En la primera se desarrolló (por el propio investigador) un algoritmo aplicado al paquete computacional Excel, con el cual se calculaba la actividad de la muestra a diferentes tiempos de irradiación y también diferentes tiempos de decaimiento. En la segunda se utilizó un programa computacional, elaborado por el Dr. Iskander, el cuál calculaba la actividad además de las dosis beta, gamma y total a 30 cm. Estos cálculos además de proporcionar información valiosa son un requisito de la Comisión de Energía Atómica de EUA, como medida de seguridad.

Los resultados del cálculo utilizando el algoritmo desarrollado se resumen en la Tabla 5.3, mientras que los resultados obtenidos con el programa del Dr. Iskander se muestran de la Tabla 5.4 a la Tabla 5.11.

Para llevar a cabo los cálculos mencionados se consideró la composición elemental de las muestras dada por la información contenida en la Tabla 5.2. Aunque la información en ésta tabla es bastante burda, se consideró suficiente para efectuar dichos cálculos.

Tabla 5.3 Cálculo de la actividad esperada en las muestras para diferentes tiempos de irradiación y decaimiento.

Muestra	Peso (g)	ACTIVIDAD en mCi			
		ti=10 min td = 0 min	ti= 0 min td=120min	ti=240min td = 0 min	ti=240min td=3600min
QB-1	0.12851	2.63E+00	1.65E-04		
QB-2	0.17385	3.55E+00	2.23E-04		
QB-1-BIS	0.16057			3.49E+00	2.38E-03
QB-2-BIS	0.11999			2.61E+00	1.78E-03

Tabla 5.4 Cálculo de la actividad, dosis beta y dosis gamma esperadas en la muestra QB-1 después de 10 minutos de irradiación.

*** TABLE NAME: QB-1 CREATED AT 12:05:28 07-15-1992 ***					
ISOTOPIC PRODUCTION, BETA AND GAMMA DOSE AFTER 10 MINUTES IRRADIATION AT THE END OF IRRADIATION WITH DOSE RATEGRATER 1.00E-01 mRem/hr FROM 1.29E-01 gr SAMPLE AT NEUTRON FLUX OF 5.00E+12					
ISOTOPE	WEIGHT (gr)	ISOTOPE ACT. mCi	GAMMA DOSE mRem/hr 30 cm	BETA DOSE mRem/hr 30 cm	TOTAL DOSE mRem/hr 30 cm
*** ERROR ... ELEMENT C IS NOT IN THE DATA BASE					
CA-49	1.24E-04	1.30E-01	2.44E+00	6.45E+01	6.69E+01
F-20	6.13E-02	2.28E+00	2.23E+01	1.19E+03	1.21E+03
TOTAL		2.41E+00	2.48E+01	1.25E+03	1.28E+03

Tabla 5.5 Cálculo de la actividad, dosis beta y dosis gamma esperadas en la muestra QB-1 después de 10 minutos de irradiación y 10 minutos de decaimiento.

*** TABLE NAME: QB-1 CREATED AT 12:05:35 07-15-1992 ***					
ISOTOPIC PRODUCTION, BETA AND GAMMA DOSE AFTER 10 MINUTES IRRADIATION					
AFTER 10 MINUTES DECAY WITH DOSE RATEGRATER 1.00E-01 mRem/hr					
FROM 1.29E-01 gr SAMPLE AT NEUTRON FLUX OF 5.00E+12					
ISOTOPE	WEIGHT (gr)	ISOTOPE ACT. mCi	GAMMA DOSE mRem/hr 30 cm	BETA DOSE mRem/hr 30 cm	TOTAL DOSE mRem/hr 30 cm
*** ERROR ... ELEMENT C IS NOT IN THE DATA BASE					
CA-49	1.24E-04	5.91E-02	1.11E+00	2.94E+01	3.05E+01
TOTAL		5.91E+00	1.11E+00	2.94E+01	3.05E+01

Tabla 5.6 Cálculo de la actividad, dosis beta y dosis gamma esperadas en la muestra QB-2 después de 10 minutos de irradiación.

*** TABLE NAME: QB-2 CREATED AT 16:27:26 07-15-1992 ***					
ISOTOPIC PRODUCTION, BETA AND GAMMA DOSE AFTER 10 MINUTES IRRADIATION					
AT THE END OF IRRADIATION WITH DOSE RATEGRATER 1.00E-01 mRem/hr					
FROM 1.74E-01 gr SAMPLE AT NEUTRON FLUX OF 5.00E+12					
ISOTOPE	WEIGHT (gr)	ISOTOPE ACT. mCi	GAMMA DOSE mRem/hr 30 cm	BETA DOSE mRem/hr 30 cm	TOTAL DOSE mRem/hr 30 cm
*** ERROR ... ELEMENT C IS NOT IN THE DATA BASE					
CA-49	1.67E-04	1.76E-01	3.30E+00	8.73E+01	9.06E+01
F-20	8.29E-02	3.09E+00	3.02E+01	1.61E+03	1.64E+03
TOTAL		3.26E+00	3.35E+01	1.70E+03	1.73E+03

Tabla 5.7 Cálculo de la actividad, dosis beta y dosis gamma esperadas en la muestra QB-2 después de 10 minutos de irradiación y 10 minutos de decaimiento.

*** TABLE NAME: QB-2 CREATED AT 16:27:33 07-15-1992 ***					
ISOTOPIC PRODUCTION, BETA AND GAMMA DOSE AFTER 10 MINUTES IRRADIATION					
AFTER 10 MINUTES DECAY WITH DOSE RATEGRATER 1.00E-01 mRem/hr					
FROM 1.74E-01 gr SAMPLE AT NEUTRON FLUX OF 5.00E+12					
ISOTOPE	WEIGHT (gr)	ISOTOPE ACT. mCi	GAMMA DOSE mRem/hr 30 cm	BETA DOSE mRem/hr 30 cm	TOTAL DOSE mRem/hr 30 cm
*** ERROR ... ELEMENT C IS NOT IN THE DATA BASE					
CA-49	1.67E-04	8.00E-02	1.50E+00	3.98E+01	4.13E+01
TOTAL		8.00E-02	1.50E+00	3.98E+01	4.13E+01

Tabla 5.8 Cálculo de la actividad, dosis beta y dosis gamma esperadas en la muestra QB-1-Bis después de 10 minutos de irradiación.

*** TABLE NAME: QB-1-Bis CREATED AT 16:34:41 07-15-1992 ***					
ISOTOPIC PRODUCTION, BETA AND GAMMA DOSE AFTER 240 MINUTES IRRADIATION					
AT THE END OF IRRADIATION WITH DOSE RATEGRATER 1.00E-01 mRem/hr					
FROM 1.61E-01 gr SAMPLE AT NEUTRON FLUX OF 5.00E+12					
ISOTOPE	WEIGHT (gr)	ISOTOPE ACT. mCi	GAMMA DOSE mRem/hr 30 cm	BETA DOSE mRem/hr 30 cm	TOTAL DOSE mRem/hr 30 cm
*** ERROR ... ELEMENT C IS NOT IN THE DATA BASE					
CA-45	1.70E-03	2.32E-03	0.00E+00	1.06E+00	1.06E+00
CA-49	1.54E-04	2.98E-01	5.60E+00	1.48E+02	1.54E+02
F-20	7.66E-02	2.85E+00	2.79E+01	1.49E+03	1.51E+03
SI-31	1.36E-05	2.29E-03	1.73E-05	1.12E+00	1.12E+00
TOTAL		3.15E+00	3.35E+01	1.64E+03	1.67E+03

Tabla 5.9 Cálculo de la actividad, dosis beta y dosis gamma esperadas en la muestra QB-1-Bis después de 240 minutos de irradiación y 1200 minutos de decaimiento.

*** TABLE NAME: QB-1 CREATED AT 16:34:49 07-15-1992 ***
 ISOTOPIC PRODUCTION, BETA AND GAMMA DOSE AFTER 240 MINUTES IRRADIATION
 AFTER 1200 MINUTES DECAY WITH DOSE RATEGRATER 1.00E-01 mRem/hr
 FROM 1.61E-01 gr SAMPLE AT NEUTRON FLUX OF 5.00E+12

ISOTOPE	WEIGHT (gr)	ISOTOPE ACT. mCi	GAMMA DOSE mRem/hr 30 cm	BETA DOSE mRem/hr 30 cm	TOTAL DOSE mRem/hr 30 cm
*** ERROR ... ELEMENT C IS NOT IN THE DATA BASE					
CA-45	1.70E-03	2.31E-03	0.00E+00	1.06E+00	1.06E+00
TOTAL		2.31E-03	0.00E+00	1.06E+00	1.06E+00

Tabla 5.10 Cálculo de la actividad, dosis beta y dosis gamma esperadas en la muestra QB-2-Bis después de 240 minutos de irradiación.

*** TABLE NAME: QB-2-Bis CREATED AT 16:44:41 07-15-1992 ***
 ISOTOPIC PRODUCTION, BETA AND GAMMA DOSE AFTER 240 MINUTES IRRADIATION
 AT THE END OF IRRADIATION WITH DOSE RATEGRATER 1.00E-01 mRem/hr
 FROM 1.20E-01 gr SAMPLE AT NEUTRON FLUX OF 5.00E+12

ISOTOPE	WEIGHT (gr)	ISOTOPE ACT. mCi	GAMMA DOSE mRem/hr 30 cm	BETA DOSE mRem/hr 30 cm	TOTAL DOSE mRem/hr 30 cm
*** ERROR ... ELEMENT C IS NOT IN THE DATA BASE					
CA-45	1.27E-03	1.73E-03	0.00E+00	7.95E-01	7.95E-01
CA-49	1.15E-04	2.23E-01	4.19E+00	1.11E+02	1.15E+02
F-20	5.72E-02	2.13E+00	2.08E+01	1.11E+03	1.13E+03
SI-31	1.02E-05	1.71E-03	1.29E-05	8.37E-01	8.37E-01
TOTAL		2.36E+00	2.50E+01	1.22E+03	1.25E+03

Tabla 5.11 Cálculo de la actividad, dosis beta y dosis gamma esperadas en la muestra QB-2-Bis después de 240 minutos de irradiación y 1200 minutos de decaimiento.

*** TABLE NAME: QB-2-Bis CREATED AT 16:44:48 07-15-1992 ***					
ISOTOPIC PRODUCTION, BETA AND GAMMA DOSE AFTER 240 MINUTES IRRADIATION					
AFTER 1200 MINUTES DECAY WITH DOSE RATEGRATER 1.00E-01 mRem/hr					
FROM 1.20E-01 gr SAMPLE AT NEUTRON FLUX OF 5.00E+12					
ISOTOPE	WEIGHT (gr)	ISOTOPE ACT. mCi	GAMMA DOSE mRem/hr 30 cm	BETA DOSE mRem/hr 30 cm	TOTAL DOSE mRem/hr 30 cm
*** ERROR ... ELEMENT C IS NOT IN THE DATA BASE					
CA-45	1.27E-03	1.73E-03	0.00E+00	7.92E-01	7.92E-01
TOTAL		1.73E-03	0.00E+00	7.92E-01	7.92E-01

C. Preparación de Muestras y Estándares

En la sección A del capítulo IV se listaron los recursos de laboratorio utilizados en la preparación y manejo de las muestras y estándares. En esta sección se mostrará el proceso que se siguió en su preparación para su posterior irradiación.

Básicamente se siguió el mismo procedimiento tanto para las muestras como para los estándares, ya que ambos se encontraban en forma de polvo. Durante todo el procedimiento de preparación se tuvo extremo cuidado de no contaminar las muestras y estándares, así como utilizar instrumental descontaminado. Las medidas de precaución tomadas para prevenir la contaminación fueron:

- a) usar guantes de latex durante toda la operación

-
-
- b) cambiar de guantes cada vez que se contaminaran
 - c) lavar el instrumental, para cada preparación, con detergente especial para limpiar instrumental de laboratorio, ALCONOX, y removiendolo con agua tridestilada (deionizada).

Considerando lo anterior, se llevo a cabo el proceso de preparación de la manera siguiente:

- 1) Sobre la mesa de trabajo se colocaron pañuelos desechables y sobre estos se colocó el instrumental de trabajo.
- 2) Con unas tijeras se cortó la tapa de un polivial (resipiente de plástico con tapa hermética). El volumen de este polivial era de 5 ml aproximadamente.
- 3) Con un cautín eléctrico se marcó el polivial, asignandole una clave que lo identificara, cuidando de no perforarlo.
- 4) Después de marcar el polivial, se procedió a destarar su peso en la báscula electrónica.
- 5) Con una cucharilla tipo espátula se tomó polvo (de muestra o estándar) y se puso dentro del polivial, cuidando no contaminar la parte exterior del mismo. Lo anterior se hizo procurando colocar aproximadamente 100 mgr de polvo (la elección de esta cantidad se basó en el cálculo de la actividad esperada).
- 6) La cantidad de polvo colocada en el polivial se pesó y luego se registró con su respectiva clave.
- 7) Se tapó el polivial y con las tijeras se cortó el excedente de plástico de la tapa.
- 8) Con un sellador térmico, tipo cautín, se fundió el borde de la tapa para evitar posibles fugas.

-
-
- 9) Luego, se sumergió el polivial en un recipiente con agua (deionizada) para verificar que el sellado fuese hermético.
 - 10) Después de secar el polivial con pañuelos desechables, se colocó dentro de otro polivial de mayor tamaño (30 ml aprox.).
 - 11) A este segundo polivial se le marcó con un plumón de tinta indeleble, de tal manera que se facilitara su identificación.
 - 12) Otro polivial idéntico a este último se marcó con el mismo número y se dejó abierto. El objetivo de este tercer polivial fue para que, una vez hecha la irradiación, el polivial pequeño (el de 5 ml) en el que se metió el polvo, se colocara dentro de él y se desechara el segundo, evitando así parte de la radiación de fondo producida por éste.
 - 13) Por último, el segundo polivial se metió dentro de una cápsula hermética de polietileno de aproximadamente 100 ml (llamada rabbit), previamente marcada con una clave. Esta cápsula fue la que finalmente se introdujo al reactor para efectuar la irradiación.

En la Tabla 5.12 se listan las claves usadas en las muestras y estándares que fueron preparados con el procedimiento antes mencionado, así como los nombres y masas de los mismos. La columna denominada ARCHIVO en la Tabla 5.12 se refiere al nombre asignado, a dicha muestra o estándar, en la computadora del sistema de detección con el fin de guardar en ese archivo su correspondiente espectro. Los nombres de los estándares son los utilizados por la empresa que los certifica.

Tabla 5.12 Muestras y estándares usados en la investigación.

NOMBRE	MASA (gr)	ARCHIVO	POLIVIAL (5)	POLIVIAL (30)	RABBIT
QB-1	0.12851	QACAL1018	QB-1	QB-1	278
QB-2	0.17385	QACAL1019	QB-2	QB-2	104
QB-1-Bis	0.16057	GEO0047	QB-1-Bis	QB-1-Bis	244
QB-2-Bis	0.11999	GEO0048	QB-2-Bis	QB-2-Bis	249
Empty-Vial	1.07749	QACAL1011	S-0	S-0	365
Empty-Vial-Bis	1.12620	GEO0041	25	25	250
NBS-1632a	0.07360	QACAL1020	S-1	S-1	240
NBS-1633a	0.10959	QACAL1021	S-2	S-2	300
NBS-1632a-Bis	0.19587	GEO0042	26	26	85
NBS-1633a-Bis	0.24105	GEO0043	27	27	17
NBS-BCR-1	0.11263	GEO0044	S-3	S-3	269
NBS-DTS-1	0.10077	GEO0045	S-4	S-4	310
NBS-PCC-1	0.12076	GEO0046	S-5	S-5	272

D. Irradiaciones

Se realizaron dos irradiaciones a las muestras y estándares preparados, una corta y otra larga. La primera irradiación, la cual tuvo una duración de 10 minutos, se efectuó con la intención de observar en las muestras aquellos elementos con vida media corta (del orden de unas pocas horas o menores). Esta irradiación se

realizó a las muestras QB-1 y QB-2, a los estándares NBS-1632a y NBS-1633a y a un polivial vacío (llamado testigo) Empty-Vial, cuyos datos aparecen en la Tabla 5.12.

La segunda irradiación tuvo una duración de 4 horas. Con ésta irradiación se esperó observar aquellos elementos de vida media larga (de un orden bastante mayor que unas pocas horas) presentes en las muestras. Esta segunda irradiación se realizó a las muestras QB-1-Bis y QB-2-Bis, a los estándares NBS-1632a-Bis, NBS-1633a-Bis, NBS-BCR-1, NBS-DTS-1 y NBS-PCC-1, así como a otro polivial vacío Empty-Vial-Bis.

El hecho de irradiar un polivial vacío (aquel con un volumen de 5 ml) fue con la intención de tener una medida de la radiación de fondo proporcionada por éste al espectro de la muestra o estándar contenidos en él.

Ambas irradiaciones, corta y larga, se realizaron en el soporte rotatorio de especímenes (Lazy Susan) del reactor, manteniendo éste a una potencia estable de 1MW; el flujo en ésta parte del reactor fue del orden de 6.5×10^{12} n/cm²-seg (vease información en la sección B del Capítulo IV).

E. Detección y Medición

Después de efectuar las irradiaciones se procedió a medir las muestras y estándares en el sistema de detección. La configuración del sistema de detección usada en este proceso, así como el equipo empleado se muestra en la Figura 4.2.

A las muestras y estándares irradiados durante 10 minutos se les realizó un conteo, en el detector de 40% de eficiencia, durante 500 segundos posteriores a un tiempo de decaimiento. El tiempo de decaimiento varió entre 1 y 3 horas.

Los resultados proporcionados por la computadora del sistema de detección para los conteos de las muestras y estándares usados en la primera irradiación se muestran en los reportes #4, #5, #6, #7 y #8. Los reportes #1, #2 y #3 muestran la información obtenida de la calibración del sistema de detección para el conteo de las muestras y estándares de la primera irradiación (Ver apéndice D).

Las muestras y estándares irradiados durante 4 horas se contaron durante 45 minutos en el detector de 30% de eficiencia bajo la misma configuración, excepto la distancia de la fuente al detector que en este caso fue de 25 cm, mientras que en el caso anterior fue de 15 cm.

El tiempo de decaimiento para las muestras y estándares de la segunda irradiación varió entre 54 y 72 horas aproximadamente. Los resultados de los conteos para las muestras y estándares usados en la segunda irradiación se muestran en los reportes del #9 al #16.

Por último, en los reportes #17 al #20 se tienen los resultados de los conteos realizados a la muestra QB-1-Bis, al polivial Empty-Vial-Bis y los estándares NBS-1632a-Bis y NBS-1633a-Bis usados en la segunda irradiación. Estos fueron medidos en un detector ORTEC con una eficiencia del 20% durante 8 horas, teniendo una distancia de la fuente al detector de 5 cm. Estos últimos conteos se realizaron después de un tiempo de decaimiento de 50 días aproximadamente.

REPORTE #1

3-AUG-1992 15:50:05
 NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
 NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

***** SAMPLE PARAMETERS *****
 Sample id : Calib Source Sample weight : 0.173850 g
 Project title : MONTERRREY PROJECT SHORT COUNT
 Configuration : calibration of tennelec40
 Acquisition time : 23-JUL-1992 11:03:38.29
 Decay corrected to : 6-DEC-1991 00:00:00.00
 Preset live time : 0 00:05:00.00 Preset real time : 0 00:00:00.00
 Elapsed live time: 0 00:05:00.00 Elapsed real time: 0 00:05:01.31

***** DETECTOR PARAMETERS *****
 Detector name : TENNELEC40 Ave efficiency : 40.00000
 Calibration date : 23-JUL-1992 11:10:07.13 Geometry : sample changer
 # of Iterations : 10 FWHM : 0.775847
 Energy Tolerance : 2.00000 Sensitivity : 10.00000
 KeV/Channel : 0.501737 Start channel : 25
 Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

Energy(KEV) = (-2.12565) + (0.501737) * Channel + (1.80534E-07) * Channel**2
 FWHM (KEV) = (0.775847) + (0.0366817) * SQRT(Energy)

***** PEAK PARAMETERS *****

Pk	lt	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err	Fit
1	0	39.80	3079	1937	1.44	83.57	77	12	1.03E+01	3.4	
2	5	45.42	1274	722	1.11	94.78	90	21	4.25E+00	4.5	0.44
3	5	46.75	281	406	0.80	97.42	90	21	9.37E-01	16.1	
4	0	121.75	14355	1104	1.28	246.88	240	14	4.78E+01	1.0	
5	0	244.67	2769	460	1.34	491.79	486	11	9.23E+00	2.5	
6	0	295.59	146	301	1.27	593.22	588	11	4.87E-01	24.4	
7	0	344.35	7559	323	1.39	690.35	682	14	2.52E+01	1.3	
8	0	367.68	218	253	1.31	736.83	731	12	7.28E-01	16.7	
9	0	411.39	589	212	1.44	823.88	818	14	1.96E+00	6.8	
10	0	444.08	768	204	1.49	889.00	882	15	2.56E+00	5.7	
11	0	778.91	1900	227	1.69	1555.75	1547	16	6.33E+00	2.9	
12	0	867.46	568	206	1.69	1732.02	1725	15	1.89E+00	7.2	
13	0	964.09	1890	166	1.86	1924.38	1915	19	6.30E+00	2.8	
14	3	1085.83	1130	71	2.10	2166.66	2156	26	3.77E+00	3.4	0.60
15	3	1089.74	201	54	2.29	2174.44	2156	26	6.69E-01	14.9	
16	0	1111.95	1505	159	1.96	2218.64	2208	22	5.02E+00	3.4	
17	0	1212.86	147	49	2.03	2419.45	2413	13	4.91E-01	13.4	
18	0	1299.15	158	20	1.67	2591.13	2582	16	5.25E-01	9.9	
19	0	1408.06	1964	42	2.38	2807.79	2798	20	6.55E+00	2.4	
20	0	1457.78	36	17	1.24	2906.69	2900	13	1.19E-01	32.8	

REPORTE #2

Energy Calibration Report

$$\text{Energy} = -2.126 + 0.5017 * \text{Channel} + 1.8053\text{E-}07 * (\text{Channel}^{**}2)$$

Nbr	Centroid 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

Approved by: _____ Approval Date: ___ / ___ / ___

REPORTE #3

FWHM Calibration Report

$$\text{FWHM} = 0.7758 + 0.036678 * (\text{Energy}^{**}2)$$

Nbr	Energy	True FWHM	Computed FWHM	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

Approved by: _____ Approval Date: ___ / ___ / ___

REPORTE #4

3-AUG-1992 15:48:56
 NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
 NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

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

Sample id	: Empty-Vial	Sample weight	: 1.07749 g
Project title	: MONTERREY PROJECT SHORT COUNT		
Configuration	: QACAL1011		
Acquisition time	: 23-JUL-1992 18:00:52.06		
Decay corrected to	: 23-JUL-1992 17:16:00.00		
Preset live time	: 0 00:08:20.00	Preset real time	: 0 00:00:00.00
Elapsed live time	: 0 00:08:20.00	Elapsed real time	: 0 00:08:20.93

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

Detector name	: TENNELEC40	Ave efficiency	: 40.00000
Calibration date	: 23-JUL-1992 11:10:08.86	Geometry	: sample changer
# of Iterations	: 10	FWHM	: 0.776873
Energy Tolerance	: 2.00000	Sensitivity	: 10.00000
KeV/Channel	: 0.501788	Start channel	: 25
Half life ratio	: 8.00000	Stop channel	: 4096

Energy(KEV) = (-2.14037) + (0.501788) * Channel + (1.63275E-07) * Channel**2
 FWHM (KEV) = (0.776873) + (0.0367163) * SQRT(Energy)

***** PEAK PARAMETERS *****

Pk	It	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err	Fit
1	0	510.86	391	344	2.64	1022.00	1014	16	7.81E-01	11.6	
2	0	1293.45	9530	100	2.20	2579.79	2569	19	1.91E+01	1.0	
3	0	1642.41	88	8	2.04	3273.89	3263	19	1.76E-01	12.4	

REPORTE #5

3-AUG-1992 15:49:26
 NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
 NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

***** SAMPLE PARAMETERS *****
 Sample id : QB-1 Sample weight : 0.128510 g
 Project title : MONTERREY PROJECT SHORT COUNT
 Configuration : QACAL1018
 Acquisition time : 23-JUL-1992 19:19:03.56
 Decay corrected to : 23-JUL-1992 17:16:00.00
 Preset live time : 0 00:08:20.00 Preset real time : 0 00:00:00.00
 Elapsed live time: 0 00:08:20.00 Elapsed real time: 0 00:08:21.22

***** DETECTOR PARAMETERS *****
 Detector name : TENNELEC40 Ave efficiency : 40.00000
 Calibration date : 23-JUL-1992 11:10:08.86 Geometry : sample changer
 # of Iterations : 10 FWHM : 0.776873
 Energy Tolerance : 2.00000 Sensitivity : 10.00000
 KeV/Channel : 0.501788 Start channel : 25
 Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

Energy(KEV) = (-2.14037) + (0.501788) * Channel + (1.63275E-07) * Channel**2
 FWHM (KEV) = (0.776873) + (0.0367163) * SQRT(Energy)

***** PEAK PARAMETERS *****

Pk	It	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err	Fit
1	0	94.44	508	1161	1.04	192.47	187	11	1.02E+00	13.7	
2	0	166.02	258	763	1.26	335.09	330	10	5.16E-01	21.4	
3	0	388.62	992	276	1.37	778.53	773	12	1.98E+00	4.7	
4	0	511.27	908	442	2.40	1022.82	1016	16	1.82E+00	6.2	
5	0	846.91	1862	265	1.76	1691.13	1683	14	3.72E+00	3.1	
6	0	1293.55	5251	133	2.22	2579.99	2570	20	1.05E+01	1.5	
7	0	1368.66	1136	47	2.19	2729.41	2721	17	2.27E+00	3.4	
8	0	1811.12	518	74	3.17	3609.37	3600	22	1.04E+00	6.2	

REPORTE #6

3-AUG-1992 15:49:30
 NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
 NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

***** SAMPLE PARAMETERS *****
 Sample id : QB-2 Sample weight : 0.173850 g
 Project title : MONTERREY PROJECT SHORT COUNT
 Configuration : QACAL1019
 Acquisition time : 23-JUL-1992 19:28:35.97
 Decay corrected to : 23-JUL-1992 17:16:00.00
 Preset live time : 0 00:08:20.00 Preset real time : 0 00:00:00.00
 Elapsed live time: 0 00:08:20.00 Elapsed real time: 0 00:08:21.43

***** DETECTOR PARAMETERS *****
 Detector name : TENNELEC40 Ave efficiency : 40.00000
 Calibration date : 23-JUL-1992 11:10:08.86 Geometry : sample changer
 # of Iterations : 10 FWHM : 0.776873
 Energy Tolerance : 2.00000 Sensitivity : 10.00000
 KeV/Channel : 0.501788 Start channel : 25
 Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

Energy(KEV)=(-2.14037)+(0.501788)*Channel+(1.63275E-07)*Channel**2
 FWHM (KEV) =(0.776873)+(0.0367163) * SQRT(Energy)

***** PEAK PARAMETERS *****

Pk	It	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err	Fit
1	0	47.05	347	1156	1.31	98.02	93	10	6.95E-01	19.2	
2	0	94.55	683	1178	1.18	192.68	188	10	1.37E+00	10.3	
3	0	388.54	1177	400	1.34	778.38	772	13	2.35E+00	4.6	
4	0	510.84	1162	618	2.71	1021.96	1014	22	2.32E+00	6.1	
5	0	846.87	2503	232	1.75	1691.04	1685	13	5.01E+00	2.4	
6	0	1293.55	4955	200	2.37	2579.98	2569	24	9.91E+00	1.6	
7	0	1368.64	1563	121	2.36	2729.38	2718	21	3.13E+00	3.2	
8	0	1881.27	959	53	2.74	3609.65	3599	22	1.92E+00	4.0	

REPORTE #7

3-AUG-1992 15:49:34
 NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
 NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

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

Sample id : NBS-1632a Sample weight : 0.0736000 g
 Project title : MONTERREY PROJECT SHORT COUNT
 Configuration : QACAL1020
 Acquisition time : 23-JUL-1992 19:44:26.03
 Decay corrected to : 23-JUL-1992 17:16:00.00
 Preset live time : 0 00:08:20.00 Preset real time : 0 00:00:00.00
 Elapsed live time: 0 00:08:20.00 Elapsed real time: 0 00:08:22.77

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

Detector name : TENNELEC40 Ave efficiency : 40.00000
 Calibration date : 23-JUL-1992 11:10:08.86 Geometry : sample changer
 # of Iterations : 10 FWHM : 0.776873
 Energy Tolerance : 2.00000 Sensitivity : 10.00000
 KeV/Channel : 0.501788 Start channel : 25
 Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

Energy(KEV) = (-2.14037) + (0.501788) * Channel + (1.63275E-07) * Channel**2

FWHM (KEV) = (0.776873) + (0.0367163) * SQRT(Energy)

***** PEAK PARAMETERS *****

Pk	It	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err	Fit
1	0	46.91	1254	1873	1.56	97.74	91	13	2.51E+00	7.8	
2	0	94.51	1676	1604	1.24	192.60	187	11	3.35E+00	5.2	
3	0	121.77	827	1539	1.31	246.91	242	11	1.65E+00	10.2	
4	0	360.98	230	1121	1.65	723.47	718	16	4.60E-01	33.9	
5	0	511.01	2732	1203	2.72	1022.30	1013	21	5.46E+00	3.8	
6	0	776.38	202	377	1.48	1550.71	1546	12	4.03E-01	21.7	
7	2	841.71	556	360	2.06	1680.78	1673	26	1.11E+00	8.5	3.61
8	2	846.89	10257	330	1.79	1691.08	1673	26	2.05E+01	1.1	
9	0	963.43	313	330	1.74	1923.06	1919	9	6.27E-01	12.3	
10	0	1293.53	3619	365	2.26	2579.95	2570	18	7.24E+00	2.1	
11	0	1368.69	6057	340	2.23	2729.47	2718	20	1.21E+01	1.5	
12	0	1524.93	749	166	1.80	3040.26	3031	16	1.50E+00	5.5	
13	0	1643.36	353	261	2.31	3275.77	3267	21	7.06E-01	13.6	
14	0	1732.17	374	119	2.88	3452.38	3445	16	7.49E-01	8.9	
15	0	1811.14	2479	178	2.58	3609.41	3599	21	4.96E+00	2.5	

REPORTE #8

3-AUG-1992 15:49:37

NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY

NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

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

Sample id : NBS-1633a Sample weight : 0.109590 g
 Project title : MONTERREY PROJECT SHORT COUNT
 Configuration : QACAL1021
 Acquisition time : 23-JUL-1992 19:53:50.81
 Decay corrected to : 23-JUL-1992 17:16:00.00
 Preset live time : 0 00:08:20.00 Preset real time : 0 00:00:00.00
 Elapsed live time: 0 00:08:20.00 Elapsed real time: 0 00:08:32.69

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

Detector name : TENNELEC40 Ave efficiency : 40.00000
 Calibration date : 23-JUL-1992 11:10:08.86 Geometry : sample changer
 # of iterations : 10 FWHM : 0.776873
 Energy Tolerance : 2.00000 Sensitivity : 10.00000
 KeV/Channel : 0.501788 Start channel : 25
 Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

Energy(KEV) = (-2.14037) + (0.501788) * Channel + (1.63275E-07) * Channel**2

FWHM (KEV) = (0.776873) + (0.0367163) * SQRT(Energy)

***** PEAK PARAMETERS *****

Pk	It	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err	Fit
1	0	39.86	2293	9503	1.43	83.71	79	10	4.59E+00	8.2	
2	5	45.60	2272	5467	2.02	95.14	92	13	4.54E+00	5.8	11.1
3	5	47.20	8871	7467	1.51	98.33	92	13	1.77E+01	2.1	
4	6	53.69	2899	5237	1.16	111.26	106	13	5.80E+00	4.6	0.70
5	6	55.24	905	5150	1.16	114.34	106	13	1.81E+00	14.5	
6	0	94.54	16571	8843	1.17	19266	187	12	3.31E+01	1.4	
7	0	103.11	1857	5365	1.26	209.74	207	8	3.71E+00	7.3	
8	0	121.63	8253	7819	1.24	246.64	241	12	1.65E+01	2.4	
9	0	165.73	4368	6034	1.23	334.51	330	10	8.74E+00	3.7	
10	0	279.73	1722	4457	1.27	561.63	558	9	3.44E+00	7.5	
11	0	328.68	577	3841	1.35	659.14	655	10	1.15E+00	20.4	
12	0	344.38	1628	3889	1.37	690.41	685	11	3.26E+00	7.9	
13	0	361.81	2447	4050	1.43	725.13	720	12	4.89E+00	5.6	
14	0	388.59	2411	3707	1.46	778.48	773	12	4.82E+00	5.5	
15	0	486.97	997	3660	1.67	974.42	968	12	1.99E+00	12.5	
16	0	510.98	8191	6340	2.69	1022.25	1013	19	1.64E+01	2.6	
17	0	559.07	2508	3756	1.44	1118.02	1113	11	5.02E+00	5.1	
18	0	633.36	830	4338	1.69	1265.96	1262	10	1.66E+00	15.7	
19	0	715.54	1303	3105	1.90	1429.59	1421	19	2.61E+00	10.8	
20	0	834.23	1236	1629	1.62	1665.88	1661	12	2.47E+00	7.3	
21	2	841.70	4940	1564	1.81	1680.74	1672	27	9.88E+00	2.1	18.7
22	2	846.88	84795	1365	1.80	1691.06	1672	27	1.70E+02	0.4	
23	0	963.34	3548	2054	1.94	1922.88	1913	21	7.10E+00	3.6	
24	0	1293.52	4028	1173	2.08	2579.92	2572	15	8.06E+00	2.5	
25	0	1368.68	17539	1306	2.28	2729.45	2720	20	3.51E+01	0.9	
26	0	1524.94	4098	1420	2.29	3040.28	3030	20	8.20E+00	2.7	
27	0	1598.12	1118	1688	2.62	3185.81	3174	26	2.24E+00	10.6	
28	0	1732.28	978	652	2.76	3452.61	3444	18	1.96E+00	7.0	
29	0	1811.16	13369	1161	2.71	3609.45	3598	26	2.67E+01	1.1	

REPORTE #9

7-AUG-1992 11:35:01.73
 NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
 NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

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

Sample id : Empty-Vial-Bis Sample weight : 1.126200 g
 Project title : MONTERRREY PROJECT LONG COUNT
 Configuration : GEO0041
 Acquisition time : 6-AUG-1992 22:45:42.33
 Decay corrected to : 4-AUG-1992 16:36:00.00
 Preset live time : 0 00:00:00.00 Preset real time : 0 00:45:00.00
 Elapsed live time: 0 00:44:54.35 Elapsed real time: 0 00:45:00.00

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

Detector name : TENNELEC30 Ave efficiency : 30.00000
 Calibration date : 29-JUL-1992 11:45:22.37 Geometry : 25 CM
 # of Iterations : 10 FWHM : 1.69957
 Energy Tolerance : 2.00000 Sensitivity : 5.00000
 KeV/Channel : 0.499483 Start channel : 25
 Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

Energy(KEV) = (-1.61774) + (0.499483) * Channel + (-5.85355E-08) * Channel**2
 FWHM (KEV) = (1.69957) + (0.0384821) * SQRT(Energy)

***** PEAK PARAMETERS *****

Pk	It	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err	Fit
1	0	27.84	888	1541	1.71	52.50	50	7	3.29E-01	8.0	
2	0	74.07	5631	10974	3.91	145.06	135	19	2.09E+00	4.7	
3	0	85.39	1954	8320	3.47	167.73	160	15	7.25E-01	10.5	
4	0	510.82	6334	2254	3.59	1019.58	1008	25	2.35E+00	2.4	
5	0	889.11	705	932	2.95	1777.19	1770	16	2.61E-01	10.7	
6	0	1099.30	742	1386	3.55	2198.19	2190	19	2.75E-01	13.0	
7	0	1120.78	831	1345	3.07	2241.22	2232	19	3.09E-01	11.4	
8	0	1291.71	490	587	2.93	2583.63	2573	23	1.82E-01	12.1	
9	0	1368.51	15499	634	3.38	2737.48	2722	30	5.75E+00	0.9	
10	0	1524.25	634	274	3.33	3049.51	3036	27	2.35E-01	7.4	
11	0	1731.20	1127	391	4.20	3464.14	3449	28	4.18E-01	5.3	

REPORTE #10

7-AUG-1992 15:07:41.47
 NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
 NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

***** SAMPLE PARAMETERS *****
 Sample id : NBS 1632a-Bis Sample weight : 0.195870 g
 Project title : MONTERREY PROJECT LONG COUNT
 Configuration : GEO0042
 Acquisition time : 7-AUG-1992 13:33:16.65
 Decay corrected to : 4-AUG-1992 16:36:00.00
 Preset live time : 0 00:00:00.00 Preset real time : 0 00:45:00.00
 Elapsed live time: 0 00:44:43.86 Elapsed real time: 0 00:45:00.00

***** DETECTOR PARAMETERS *****
 Detector name : TENNELEC30 Ave efficiency : 30.00000
 Calibration date : 29-JUL-1992 11:45:22.37 Geometry : 25 CM
 # of iterations : 10 FWHM : 1.69957
 Energy Tolerance : 2.00000 Sensitivity : 5.00000
 KeV/Channel : 0.499483 Start channel : 25
 Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

Energy(KEV) = (-1.61774) + (0.499483) * Channel + (-5.85355E-08) * Channel**2
 FWHM (KEV) = (1.69957) + (0.0384821) * SQRT(Energy)

***** PEAK PARAMETERS *****

Pk	It	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err	Fit
1	9	28.28	6725	595	3.66	53.39	48	53	2.51E+00	1.9	0.021
2	9	31.88	5318	4013	3.80	60.59	48	53	1.98E+00	5.1	
3	9	34.98	2956	5106	3.12	66.80	48	53	1.10E+00	7.9	
4	9	37.72	3201	7654	3.45	72.28	48	53	1.19E+00	8.0	
5	9	41.26	4454	12869	4.53	79.38	48	53	1.66E+00	7.1	
6	9	46.46	2894	14639	4.79	89.78	48	53	1.08E+00	9.5	
7	0	74.32	5142	16846	3.27	145.57	138	16	1.92E+00	5.9	
8	0	85.00	2468	14085	2.92	166.94	160	15	9.19E-01	10.7	
9	0	103.27	19329	18431	2.44	203.53	196	20	7.20E+00	1.9	
10	0	122.02	1541	11178	2.83	241.06	234	14	5.74E-01	14.7	
11	0	221.51	951	9276	1.88	440.26	435	11	3.54E-01	19.8	
12	0	328.75	5679	9820	2.63	655.00	647	16	2.12E+00	4.2	
13	0	486.94	9446	6877	2.85	971.75	965	18	3.52E+00	2.3	
14	0	510.90	13406	8370	3.46	1019.75	1007	24	4.99E+00	2.0	
15	2	554.23	15466	5482	2.74	1106.51	1098	25	5.76E+00	1.4	1.34
16	2	558.98	4266	5223	2.63	1116.02	1098	25	1.59E+00	4.1	
17	0	618.99	9170	6425	2.83	1236.20	1225	23	3.42E+00	2.5	
18	0	657.16	784	3843	2.28	1312.65	1305	16	2.92E-01	18.2	
19	0	698.20	5265	4443	2.86	1394.84	1385	20	1.96E+00	3.4	
20	0	751.13	476	3912	1.94	1500.84	1495	17	1.78E-01	30.3	
21	0	776.42	14086	5449	2.97	1551.48	1538	26	5.25E+00	1.7	
22	0	815.77	2935	3967	2.65	1630.29	1622	17	1.09E+00	5.3	
23	3	827.83	3846	3747	3.03	1654.45	1644	31	1.43E+00	4.1	1.38
24	3	834.19	1151	3385	3.05	1667.19	1644	31	4.29E-01	11.7	
25	0	841.49	682	2721	3.32	1681.81	1676	13	2.54E-01	16.2	

26	0	868.18	864	3813	2.56	1735.27	1727	19	3.22E-01	17.5
27	0	889.20	3040	3973	3.07	1777.37	1768	18	1.13E+00	5.2
28	0	925.19	725	3134	3.18	1849.45	1843	14	2.70E-01	16.9
29	0	1043.90	3684	5242	3.26	2087.23	2075	21	1.37E+00	5.3
30	0	1120.41	2738	5698	3.23	2240.48	2231	18	1.02E+00	6.8
31	0	1291.83	417	2191	3.85	2583.87	2574	20	1.55E-01	23.9
32	0	1317.42	2960	2558	3.13	2635.13	2622	25	1.10E+00	4.4
33	0	1368.54	63837	3364	3.40	2737.55	2722	34	2.38E+01	0.5
34	0	1474.94	1729	1085	3.35	2950.72	2938	26	6.44E-01	5.1
35	0	1524.49	3257	1200	3.54	3049.98	3036	27	1.21E+00	3.1
36	0	1596.01	7377	1007	3.68	3193.27	3183	22	2.75E+00	1.5
37	0	1731.37	4089	1492	4.10	3464.49	3451	29	1.52E+00	2.8

REPORTE #11

7-AUG-1992 15:08:23.98
 NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
 NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

***** SAMPLE PARAMETERS *****
 Sample id : NBS 1633a-Bis Sample weight : 0.241050 g
 Project title : MONTERREY PROJECT LONG COUNT
 Configuration : GEO0043
 Acquisition time : 7-AUG-1992 14:19:43.10
 Decay corrected to : 4-AUG-1992 16:36:00.00
 Preset live time : 0 00:00:00.00 Preset real time : 0 00:45:00.00
 Elapsed live time: 0 00:44:09.80 Elapsed real time: 0 00:45:00.00

***** DETECTOR PARAMETERS *****
 Detector name : TENNELEC30 Ave efficiency : 30.00000
 Calibration date : 29-JUL-1992 11:45:22.37 Geometry : 25 CM
 # of Iterations : 10 FWHM : 1.69957
 Energy Tolerance : 2.00000 Sensitivity : 5.00000
 KeV/Channel : 0.499483 Start channel : 25
 Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

Energy(KEV) = (-1.61774) + (0.499483) * Channel + (-5.85355E-08) * Channel**2
 FWHM (KEV) = (1.69957) + (0.0384821) * SQRT(Energy)

***** PEAK PARAMETERS *****

Pk	It	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err	Fit
1	7	27.93	15585	1479	2.42	52.69	49	50	5.88E+00	1.2	209
2	7	30.40	10915	7638	2.74	57.63	49	50	4.12E+00	3.5	
3	7	33.55	28460	28462	6.10	63.93	49	50	1.07E+01	2.4	
4	7	40.56	28441	72258	7.13	77.96	49	50	1.07E+01	3.1	
5	7	47.19	6408	38299	3.19	91.25	49	50	2.42E+00	5.7	
6	3	69.76	14519	60679	2.94	136.42	128	26	5.48E+00	4.2	12.3
7	3	74.43	24327	58551	3.82	145.77	128	26	9.18E+00	2.4	
8	8	80.53	1719	28322	1.40	157.99	154	21	6.49E-01	17.2	2.94
9	8	84.76	8238	57782	2.93	166.46	154	21	3.11E+00	6.6	
10	8	99.51	22784	89821	6.21	195.99	182	33	8.60E+00	4.0	26.9
11	8	103.21	142391	47144	2.54	203.39	182	33	5.37E+01	0.4	
12	0	113.29	1523	25758	2.79	223.57	220	9	5.75E-01	19.3	
13	0	121.85	11142	38780	2.49	240.72	234	14	4.20E+00	3.9	
14	0	145.39	1857	26209	2.20	287.85	284	10	7.01E-01	16.5	
15	0	159.43	1457	24899	2.37	315.97	311	10	5.50E-01	20.4	
16	0	280.68	3052	32062	3.00	414.58	409	13	1.15E+00	12.2	
17	0	227.97	3346	32309	2.68	453.20	447	13	1.26E+00	11.2	
18	0	277.19	2913	25661	1.89	551.75	546	12	1.10E+00	11.2	
19	0	282.24	1086	21630	1.66	561.86	558	10	4.10E-01	25.6	
20	0	293.18	2016	24748	1.76	583.76	578	12	7.61E-01	15.8	
21	0	312.25	4126	28339	2.89	621.95	616	14	1.56E+00	8.8	
22	0	320.18	1447	21481	2.32	637.82	633	11	5.46E-01	19.8	
23	0	328.74	39600	30967	2.65	654.96	647	17	1.49E+01	1.1	
24	0	344.52	2492	24690	3.41	686.56	680	14	9.40E-01	13.5	
25	0	396.20	3224	19487	2.78	790.05	783	15	1.22E+00	9.6	

26	0	432.35	4270	17337	2.72	862.44	855	15	1.61E+00	6.9	
27	4	479.67	3327	17488	3.83	957.21	949	32	1.26E+00	9.2	2.23
28	4	486.90	62807	16992	2.78	971.69	949	32	2.37E+01	0.6	
29	0	510.87	40177	22720	3.58	1019.68	1007	24	1.52E+01	1.1	
30	3	559.00	86341	15838	2.77	1116.07	1103	32	3.26E+01	0.5	5.55
31	3	563.65	8867	16078	3.24	1125.38	1103	32	3.35E+00	4.5	
32	0	618.61	1565	12385	2.71	1235.45	1229	15	5.91E-01	15.6	
33	0	629.88	2652	13036	2.65	1258.01	1250	16	1.00E+00	9.8	
34	0	656.86	11007	13970	2.90	1312.05	1303	18	4.15E+00	2.7	
35	0	685.74	2288	11496	2.86	1369.89	1362	16	8.63E-01	10.7	
36	0	751.52	4742	11768	2.73	1501.62	1492	20	1.79E+00	5.9	
37	0	776.70	1381	9467	2.42	1552.04	1545	15	5.21E-01	15.6	
38	0	815.73	20905	12856	3.00	1630.22	1620	21	7.89E+00	1.5	
39	0	834.07	8148	10540	3.03	1666.96	1658	17	3.08E+00	3.1	
40	0	841.56	5358	9306	3.17	1681.94	1675	15	2.02E+00	4.2	
41	0	867.83	4927	10579	2.92	1734.57	1726	17	1.86E+00	5.1	
42	4	889.31	23098	11661	3.00	1777.60	1768	25	8.72E+00	1.3	1.39
43	4	894.30	623	7114	2.18	1787.59	1768	25	2.35E-01	27.3	
44	3	919.43	2260	8922	3.46	1837.91	1831	28	8.53E-01	9.3	1.34
45	3	925.30	5816	10901	3.11	1849.67	1831	28	2.19E+00	4.5	
46	0	963.40	4530	11380	2.92	1925.99	1917	19	1.71E+00	5.9	
47	0	1099.18	5769	14810	3.35	2197.97	2188	20	2.18E+00	5.3	
48	0	1120.49	19996	19946	3.19	2240.65	2228	25	7.55E+00	2.0	
49	0	1172.74	944	9874	3.24	2345.31	2338	17	3.56E-01	20.8	
50	2	1212.82	1386	6852	2.66	2425.60	2419	24	5.23E-01	11.6	2.46
51	2	1216.19	3494	8735	2.98	2432.36	2419	24	1.32E+00	5.7	
52	0	1228.62	936	7860	2.64	2457.25	2449	17	3.53E-01	18.8	
53	0	1291.51	3636	6986	3.32	2583.23	2574	18	1.37E+00	4.9	
54	0	1332.15	857	6598	2.79	2664.64	2657	17	3.24E-01	19.0	
55	0	1368.57	139758	11567	3.45	2737.60	2722	31	5.27E+01	0.3	
56	0	1524.57	16858	3684	3.61	3050.14	3036	27	6.36E+00	1.2	
57	0	1596.01	48063	3650	3.70	3193.28	3178	30	1.81E+01	0.6	
58	0	1731.17	9258	3121	4.10	3464.09	3451	27	3.49E+00	1.8	

REPORTE #12

7-AUG-1992 11:35:01.73
 NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
 NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

***** SAMPLE PARAMETERS *****
 Sample id : NBS-BCR-1 Sample weight : 0.112630 g
 Project title : MONTERRREY PROJECT LONG COUNT
 Configuration : GEO0044
 Acquisition time : 7-AUG-1992 15:13:30.78
 Decay corrected to : 4-AUG-1992 16:36:00.00
 Preset live time : 0 00:00:00.00 Preset real time : 0 00:45:00.00
 Elapsed live time: 0 00:44:03.66 Elapsed real time: 0 00:45:00.00

***** DETECTOR PARAMETERS *****
 Detector name : TENNELEC30 Ave efficiency : 30.00000
 Calibration date : 29-JUL-1992 11:45:22.37 Geometry : 25 CM
 # of Iterations : 10 FWHM : 1.69957
 Energy Tolerance : 2.00000 Sensitivity : 5.00000
 KeV/Channel : 0.499483 Start channel : 25
 Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

Energy(KEV)=(-1.61774)+(0.499483)*Channel+(-5.85355E-08)*Channel**2
 FWHM (KEV) =(1.69957)+(0.0384821) * SQRT(Energy)

***** PEAK PARAMETERS *****

Pk	It	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err	Fit
1	6	28.06	22814	7051	2.81	52.93	48	17	8.83E+00	1.2	1520
2	6	30.89	8188	32293	2.18	58.60	48	17	3.17E+00	4.7	
3	0	37.02	279	34213	2.83	70.87	68	8	1.08E-01	115.4	
4	0	74.19	24618	107585	3.47	145.30	137	22	9.53E+00	3.5	
5	0	85.12	14685	81985	2.89	167.18	158	18	5.68E+00	4.6	
6	0	103.08	22311	65894	2.60	203.15	196	15	8.64E+00	2.6	
7	0	121.74	2594	41559	2.36	240.51	236	10	1.00E+00	14.9	
8	0	328.77	5017	50991	2.44	655.04	648	14	1.94E+00	9.6	
9	0	346.28	3100	39457	2.69	690.10	685	12	1.20E+00	12.9	
10	0	486.76	7372	34166	2.89	971.39	965	14	2.85E+00	5.5	
11	0	510.78	147660	59946	3.66	1019.51	1006	26	5.72E+01	0.5	
12	0	15.93	2719	25060	3.12	1630.62	1625	13	1.05E+00	12.2	
13	0	857.30	3277	32202	4.16	1713.47	1706	16	1.27E+00	12.4	
14	0	889.28	8004	32599	3.16	1777.53	1770	16	3.10E+00	5.2	
15	0	1099.17	1373	43912	2.38	2197.93	2192	13	5.31E-01	31.5	
16	0	1120.30	6427	57686	3.24	2240.28	2233	16	2.49E+00	8.5	
17	0	1291.80	1791	19159	3.73	2583.81	2573	22	6.93E-01	16.8	
18	0	1368.57	795399	29374	3.51	2737.60	2722	35	3.08E+02	0.1	
19	0	1524.61	5308	12547	3.40	3050.23	3038	26	2.05E+00	5.1	
20	0	1596.00	6162	12516	3.46	3193.25	3181	24	2.39E+00	4.3	
21	0	1731.29	51956	23121	4.20	3464.32	3450	36	2.01E+01	0.9	

REPORTE #13

7-AUG-1992 18:49:43.77
 NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
 NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

***** SAMPLE PARAMETERS *****
 Sample id : NBS-DTS-1 Sample weight : 0.100770 g
 Project title : MONTERREY PROJECT LONG COUNT
 Configuration : GEO0045
 Acquisition time : 7-AUG-1992 15:59:57.45
 Decay corrected to : 4-AUG-1992 16:36:00.00
 Preset live time : 0 00:00:00.00 Preset real time : 0 00:45:00.00
 Elapsed live time: 0 00:44:57.67 Elapsed real time: 0 00:45:00.00

***** DETECTOR PARAMETERS *****
 Detector name : TENNELEC30 Ave efficiency : 30.00000
 Calibration date : 29-JUL-1992 11:45:22.37 Geometry : 25 CM
 # of Iterations : 10 FWHM : 1.69957
 Energy Tolerance : 2.00000 Sensitivity : 5.00000
 KeV/Channel : 0.499483 Start channel : 25
 Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

Energy(KEV) = (-1.61774) + (0.499483) * Channel + (-5.85355E-08) * Channel**2
 FWHM (KEV) = (1.69957) + (0.0384821) * SQRT(Energy)

***** PEAK PARAMETERS *****

Pk	It	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err	Fit
1	0	28.29	328	809	2.55	53.40	51	8	1.22E-01	14.7	
2	0	74.16	1393	3343	4.01	145.24	136	24	5.16E-01	11.7	
3	0	320.08	18277	1632	2.61	637.63	629	21	6.78E+00	0.9	
4	0	510.79	1947	978	3.52	1019.53	1008	23	7.22E-01	4.7	
5	0	564.36	411	713	3.15	1126.80	1117	19	1.53E-01	17.2	
6	0	834.42	99	422	1.23	1667.65	1662	11	3.66E-02	41.6	
7	0	889.36	891	921	2.75	1777.70	1767	22	3.30E-01	9.4	
8	0	1099.30	1837	901	2.83	2198.20	2185	25	6.81E-01	5.0	
9	0	1120.68	912	978	2.38	2241.03	2228	26	3.38E-01	9.9	
10	0	1173.12	1711	636	3.35	2346.08	2333	27	6.34E-01	4.2	
11	0	1291.57	1145	245	2.79	2583.35	2568	30	4.24E-01	4.6	
12	0	1332.29	1525	149	2.89	2664.93	2650	29	5.65E-01	3.5	
13	0	1368.48	6379	183	3.39	2737.42	2723	28	2.36E+00	1.4	
14	0	1460.21	136	88	0.86	2921.19	2911	22	5.02E-02	18.1	
15	0	1731.14	440	140	3.83	3464.02	3450	29	1.63E-01	8.7	

REPORTE #14

7-AUG-1992 18:49:51.67
 NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
 NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

***** SAMPLE PARAMETERS *****
 Sample id : NBS-PCC-1 Sample weight : 0.120760 g
 Project title : MONTERREY PROJECT LONG COUNT
 Configuration : GEO0046
 Acquisition time : 7-AUG-1992 16:46:22.14
 Decay corrected to : 4-AUG-1992 16:36:00.00
 Preset live time : 0 00:00:00.00 Preset real time : 0 00:45:00.00
 Elapsed live time: 0 00:44:57.62 Elapsed real time: 0 00:45:00.00

***** DETECTOR PARAMETERS *****
 Detector name : TENNELEC30 Ave efficiency : 30.00000
 Calibration date : 29-JUL-1992 11:45:22.37 Geometry : 25 CM
 # of Iterations : 10 FWHM : 1.69957
 Energy Tolerance : 2.00000 Sensitivity : 5.00000
 KeV/Channel : 0.499483 Start channel : 25
 Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

Energy(KEV)=(-1.61774)+(0.499483)*Channel+(-5.85355E-08)*Channel**2
 FWHM (KEV) =(1.69957)+(0.0384821) * SQRT(Energy)

***** PEAK PARAMETERS *****

Pk	It	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err	Fit
1	9	28.26	916	226	3.48	53.34	48	20	3.39E-01	6.1	7.59
2	9	32.05	337	1074	2.95	60.93	48	20	1.25E-01	21.2	
3	0	41.66	286	3390	9.92	80.17	67	27	1.06E-01	58.5	
4	0	74.13	1114	2603	3.68	145.18	136	18	4.13E-01	11.3	
5	0	192.38	363	1296	2.73	381.93	376	11	1.35E-01	20.1	
6	0	320.06	14356	2041	2.57	637.59	626	26	5.32E+00	1.2	
7	0	511.00	1930	1143	3.73	1019.94	1007	26	7.15E-01	5.3	
8	0	564.17	713	966	2.47	1126.41	1117	21	2.64E-01	11.4	
9	0	810.64	418	803	2.76	1620.03	1608	21	1.55E-01	17.4	
10	0	889.31	2885	849	2.90	1777.60	1768	21	1.07E+00	3.3	
11	0	1099.31	1994	906	3.02	2198.21	2186	24	7.39E-01	4.6	
12	0	1120.39	2509	878	2.97	2240.45	2227	26	9.30E-01	4.1	
13	0	1173.22	1580	628	3.33	2346.28	2334	26	5.86E-01	4.5	
14	0	1291.58	1277	165	3.25	2583.37	2572	22	4.73E-01	3.7	
15	0	1332.53	1411	230	3.50	2665.41	2653	30	5.23E-01	3.9	
16	0	1368.48	6646	162	3.23	2737.43	2722	30	2.46E+00	1.3	
17	0	1731.37	424	170	4.35	3464.49	3449	31	1.57E-01	9.1	

REPORTE #15

7-AUG-1992 11:35:09.94
 NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
 NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

***** SAMPLE PARAMETERS *****
 Sample id : QB-1-Bis Sample weight : 0.160570 g
 Project title : MONTERREY PROJECT LONG COUNT
 Configuration : GEO0047
 Acquisition time : 7-AUG-1992 03:24:05.73
 Decay corrected to : 4-AUG-1992 16:36:00.00
 Preset live time : 0 00:00:00.00 Preset real time : 0 00:45:00.00
 Elapsed live time: 0 00:44:45.90 Elapsed real time: 0 00:45:00.00

***** DETECTOR PARAMETERS *****
 Detector name : TENNELEC30 Ave efficiency : 30.00000
 Calibration date : 29-JUL-1992 11:45:22.37 Geometry : 25 CM
 # of Iterations : 10 FWHM : 1.69957
 Energy Tolerance : 2.00000 Sensitivity : 5.00000
 KeV/Channel : 0.499483 Start channel : 25
 Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

Energy(KEV) = (-1.61774) + (0.499483) * Channel + (-5.85355E-08) * Channel**2
 FWHM (KEV) = (1.69957) + (0.0384821) * SQRT(Energy)

***** PEAK PARAMETERS *****

Pk	lt	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err	Fit
1	2	28.08	4250	1919	2.50	52.97	48	14	1.58E+00	3.0	344
2	2	30.65	1206	5651	1.88	58.13	48	14	4.49E-01	11.7	
3	0	74.25	11771	23315	3.72	145.41	137	18	4.38E+00	3.2	
4	0	85.29	5714	21714	2.94	167.51	159	19	2.13E+00	6.4	
5	0	103.32	1194	13229	2.43	203.63	198	11	4.45E-01	18.9	
6	0	159.46	3098	16600	2.80	316.02	310	14	1.15E+00	9.0	
7	0	319.98	2994	10382	2.85	637.44	630	16	1.11E+00	7.7	
8	0	510.92	18060	8484	3.45	1019.78	1008	25	6.72E+00	1.6	
9	0	559.07	1314	4333	2.34	1116.20	1110	14	4.89E-01	11.1	
10	0	889.20	839	2443	3.16	1777.36	1770	16	3.12E-01	13.9	
11	0	1099.31	477	2419	3.27	2198.21	2190	16	1.78E-01	23.7	
12	0	1120.69	499	2955	2.30	2241.04	2232	19	1.86E-01	27.0	
13	0	1173.54	394	1605	2.12	2346.90	2340	15	1.47E-01	20.0	
14	0	1297.28	1100	2183	3.25	2594.80	2585	26	4.10E-01	10.8	
15	0	1368.46	16097	1686	3.31	2737.39	2724	26	5.99E+00	1.0	
16	0	1524.01	315	951	3.00	3049.03	3039	20	1.17E-01	21.4	
17	0	1595.90	582	913	4.12	3193.05	3182	22	2.17E-01	12.2	
18	0	1731.30	1993	1423	3.83	3464.36	3448	33	7.42E-01	5.3	

REPORTE #16

7-AUG-1992 11:35:17.14
 NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
 NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

***** SAMPLE PARAMETERS *****
 Sample id : QB-2-Bis Sample weight : 0.119990 g
 Project title : MONTERREY PROJECT LONG COUNT
 Configuration : GEO0048
 Acquisition time : 7-AUG-1992 04:10:31.77
 Decay corrected to : 4-AUG-1992 16:36:00.00
 Preset live time : 0 00:00:00.00 Preset real time : 0 00:45:00.00
 Elapsed live time: 0 00:44:45.53 Elapsed real time: 0 00:45:00.00

***** DETECTOR PARAMETERS *****
 Detector name : TENNELEC30 Ave efficiency : 30.00000
 Calibration date : 29-JUL-1992 11:45:22.37 Geometry : 25 CM
 # of Iterations : 10 FWHM : 1.69957
 Energy Tolerance : 2.00000 Sensitivity : 5.00000
 KeV/Channel : 0.499483 Start channel : 25
 Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

Energy(KEV)=(-1.61774)+(0.499483)*Channel+(-5.85355E-08)*Channel**2
 FWHM (KEV) =(1.69957)+(0.0384821) * SQRT(Energy)

***** PEAK PARAMETERS *****

Pk	It	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err	Fit
1	5	28.05	5084	1117	2.55	52.91	48	23	1.89E+00	2.6	204
2	5	31.00	4321	8871	3.38	58.82	48	23	1.61E+00	6.2	
3	5	34.07	1388	9012	2.04	64.97	48	23	5.17E-01	12.9	
4	0	74.09	12618	31425	3.95	145.10	135	24	4.70E+00	3.8	
5	0	85.15	6242	22278	3.01	167.24	158	19	2.32E+00	5.9	
6	0	103.67	1025	16457	2.01	204.31	197	13	3.82E-01	25.9	
7	0	159.49	3174	15835	2.48	316.09	310	13	1.18E+00	8.4	
8	0	510.85	18306	8945	3.50	1019.64	1007	26	6.82E+00	1.6	
9	0	558.98	1655	4274	2.53	1116.03	1109	14	6.16E-01	8.8	
10	0	1296.97	1235	1571	3.79	2594.17	2585	20	4.60E-01	7.5	
11	0	1368.41	14754	2175	3.26	2737.30	2722	32	5.49E+00	1.2	
12	0	1525.13	334	870	4.14	3051.27	3041	19	1.24E-01	19.1	
13	0	1595.88	520	1062	3.25	3193.01	3182	22	1.94E-01	14.1	
14	0	1731.15	1920	1255	3.60	3464.05	3451	28	7.15E-01	5.0	

REPORTE #17

3-NOV-1992 13:56:36.39
 NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
 NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

***** SAMPLE PARAMETERS *****
 Sample id : Empty-Vial-Bis Sample weight : 1.000000 g
 Project title : MONTERREY PROJECT LONG COUNT
 Configuration : GEO0070
 Acquisition time : 18-SEP-1992 07:51:37.83
 Decay corrected to : 4-AUG-1992 16:36:00.00
 Preset live time : 0 00:00:00.00 Preset real time : 0 08:00:00.00
 Elapsed live time: 0 07:59:45.53 Elapsed real time: 0 08:00:00.00

***** DETECTOR PARAMETERS *****
 Detector name : ORTEC20 Ave efficiency : 20.00000
 Calibration date : 9-SEP-1992 14:54:39.78 Geometry : 5 CM
 # of Iterations : 10 FWHM : 0.299682
 Energy Tolerance : 2.00000 Sensitivity : 5.00000
 KeV/Channel : 0.50555 Start channel : 25
 Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

Energy(KEV)=(-17.7434)+(0.50555)*Channel+(1.26235E-07)*Channel**2

FWHM (KEV) =(0.299682)+(0.0596115) * SQRT(Energy)

***** PEAK PARAMETERS *****

Pk	It	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err	Fit
1	4	36.59	1448	218	1.54	107.47	104	27	5.03E-02	4.5	185
2	4	38.91	1676	1406	2.32	112.07	104	27	5.82E-02	7.1	
3	4	41.33	1001	2127	1.94	116.85	104	27	3.48E-02	10.8	
4	4	44.72	451	2534	1.54	123.56	104	27	1.57E-02	19.0	
5	4	46.66	335	2390	1.54	127.74	104	27	1.16E-02	21.3	
6	2	72.70	1153	2089	0.96	178.90	176	13	4.01E-02	7.0	1.95
7	2	74.91	2098	2366	1.16	183.26	176	13	7.29E-02	4.5	
8	0	84.71	753	2799	1.36	202.64	199	8	2.62E-02	12.8	
9	0	92.48	205	1690	0.89	218.01	216	6	7.13E-03	32.7	
10	0	185.78	172	1557	1.09	402.53	399	7	5.99E-03	39.5	
11	0	238.52	337	1502	1.12	506.84	503	9	1.17E-02	21.5	
12	0	295.5	245	968	1.06	619.51	615	9	8.52E-03	23.9	
13	0	351.89	449	732	1.39	731.03	726	9	1.56E-02	12.1	
14	0	511.00	904	782	2.79	1045.60	1036	20	3.14E-02	8.7	
15	0	583.50	251	576	1.69	1188.94	1180	17	8.73E-03	22.9	
16	0	609.26	477	418	1.55	1239.86	1236	13	1.66E-02	9.8	
17	0	661.54	256	396	1.79	1343.21	1336	14	8.90E-03	18.0	
18	0	911.13	126	192	1.83	1836.50	1832	10	4.38E-03	23.8	
19	0	969.25	114	177	1.95	1951.37	1947	12	3.98E-03	20.6	
20	0	1120.35	201	144	2.33	2249.94	2245	11	7.00E-03	14.0	
21	0	1237.66	43	210	1.04	2481.70	2477	12	1.49E-03	69.1	
22	0	1460.49	1848	121	2.52	2921.88	2910	22	6.42E-02	2.8	
23	0	1763.78	182	48	3.00	3520.84	3511	21	6.33E-03	12.0	

REPORTE #18

3-NOV-1992 13:56:32.89
 NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
 NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

***** SAMPLE PARAMETERS *****
 Sample id : QB-1-Bis Sample weight : 0.160570 g
 Project title : MONTERREY PROJECT LONG COUNT
 Configuration : GEO0071
 Acquisition time : 21-SEP-1992 08:36:10.69
 Decay corrected to : 4-AUG-1992 16:36:00.00
 Preset live time : 0 00:00:00.00 Preset real time : 0 08:00:00.00
 Elapsed live time: 0 07:59:44.47 Elapsed real time: 0 08:00:00.00

***** DETECTOR PARAMETERS *****
 Detector name : ORTEC20 Ave efficiency : 20.00000
 Calibration date : 9-SEP-1992 14:54:39.78 Geometry : 5 CM
 # of iterations : 10 FWHM : 0.299682
 Energy Tolerance : 2.00000 Sensitivity : 5.00000
 KeV/Channel : 0.50555 Start channel : 25
 Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

Energy(KEV)=(-17.7434)+(0.50555)*Channel+(1.26235E-07)*Channel**2
 FWHM (KEV) =(0.299682)+(0.0596115) * SQRT(Energy)

***** PEAK PARAMETERS *****

Pk	It	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err	Fit
1	5	36.58	1689	272	1.77	107.44	104	25	5.87E-02	4.3	461
2	5	37.97	1050	1088	1.77	110.21	104	25	3.65E-02	10.7	
3	5	39.56	2516	3164	3.24	113.35	104	25	8.74E-02	7.0	
4	5	45.34	558	2974	1.77	124.78	104	25	1.94E-02	14.7	
5	2	72.75	1432	2604	1.05	179.00	173	15	4.97E-02	6.2	1.02
6	2	74.92	2749	2991	1.11	183.28	173	15	9.55E-02	3.9	
7	3	84.77	1218	2676	1.24	202.77	198	14	4.23E-02	7.6	2.17
8	3	87.26	451	2270	0.97	207.69	198	14	1.57E-02	17.6	
9	0	98.26	501	3212	1.53	229.44	225	9	1.74E-02	21.1	
10	0	121.94	353	2449	1.66	276.27	273	7	1.23E-02	24.1	
11	0	145.44	305	2260	0.88	322.75	320	7	1.06E-02	26.6	
12	0	159.29	587	2438	1.19	350.16	348	8	2.04E-02	15.2	
13	0	238.56	296	1504	1.52	506.92	503	8	1.03E-02	23.8	
14	0	295.47	197	1258	1.48	619.45	615	9	6.84E-03	33.7	
15	0	299.55	213	1292	2.10	627.52	624	10	7.42E-03	33.2	
16	0	311.70	468	1409	1.35	651.55	647	11	1.63E-02	16.1	
17	0	344.33	237	1006	1.53	716.08	712	10	8.23E-03	25.9	
18	0	351.96	554	1085	1.45	731.16	725	12	1.92E-02	13.1	
19	2	510.86	746	637	2.15	1045.32	1037	20	2.59E-02	8.3	1.07
20	2	513.74	443	482	2.15	1051.01	1037	20	1.54E-02	11.9	
21	0	583.38	180	441	1.12	1188.69	1184	10	6.25E-03	23.6	
22	0	609.30	471	652	1.62	1239.94	1235	13	1.64E-02	12.1	
23	0	661.03	129	460	1.67	1342.19	1339	10	4.47E-03	32.7	
24	0	889.24	878	475	1.80	1793.25	1787	16	3.05E-02	6.6	
25	0	910.98	174	181	1.60	1836.22	1832	9	6.06E-03	16.6	

26	0	1099.32	436	290	2.13	2208.38	2200	16	1.52E-02	10.6	
27	2	1115.34	351	270	1.99	2240.03	2233	24	1.22E-02	11.0	2.30
28	2	1120.43	884	256	2.04	2250.09	2233	24	3.07E-02	5.0	
29	0	1238.25	65	184	2.32	2482.87	2478	11	2.26E-03	41.8	
30	0	1291.22	296	175	2.41	2587.52	2577	20	1.03E-02	13.8	
31	0	1331.99	123	124	2.22	2668.06	2659	16	4.27E-03	23.3	
32	0	1377.86	58	75	1.41	2758.67	2754	11	2.00E-03	32.6	
33	0	1460.74	1928	111	2.49	2922.38	2913	19	6.70E-02	2.6	
34	0	1764.16	191	24	2.20	3521.59	3515	14	6.63E-03	10.5	

REPORTE #19

3-NOV-1992 14:20:17.37
 NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
 NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

***** SAMPLE PARAMETERS *****
 Sample id : NBS-1632a-Bis Sample weight : 0.195870 g
 Project title : MONTERREY PROJECT LONG COUNT
 Configuration : GEO0083
 Acquisition time : 23-SEP-1992 08:38:02.82
 Decay corrected to : 4-AUG-1992 16:36:00.00
 Preset live time : 0 00:00:00.00 Preset real time : 0 08:00:00.00
 Elapsed live time: 0 07:59:31.33 Elapsed real time: 0 08:00:00.00

***** DETECTOR PARAMETERS *****
 Detector name : ORTEC20 Ave efficiency : 20.00000
 Calibration date : 9-SEP-1992 14:54:39.78 Geometry : 5 CM
 # of Iterations : 10 FWHM : 0.299682
 Energy Tolerance : 2.00000 Sensitivity : 5.00000
 KeV/Channel : 0.50555 Start channel : 25
 Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

Energy(KEV)=(-17.7434)+(0.50555)*Channel+(1.26235E-07)*Channel**2
 FWHM (KEV) =(0.299682)+(0.0596115) * SQRT(Energy)

***** PEAK PARAMETERS *****

Pk	It	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err	Fit
1	4	36.59	4498	531	1.81	107.47	104	27	1.56E-01	2.4	863
2	4	40.14	5830	6598	2.89	114.50	104	27	2.03E-01	4.2	
3	4	43.23	2810	13682	3.30	120.61	104	27	9.77E-02	9.9	
4	4	45.64	962	9743	1.81	125.37	104	27	3.35E-02	17.7	
5	0	50.42	830	7487	1.89	134.82	132	7	2.89E-02	17.7	
6	7	57.53	735	6012	1.09	148.89	144	11	2.55E-02	17.2	1.99
7	7	59.21	632	4987	1.12	152.20	144	11	2.20E-02	17.4	
8	0	63.04	483	6127	0.96	159.78	158	6	1.68E-02	25.9	
9	0	67.68	1612	9268	1.15	168.97	165	9	5.60E-02	11.1	
10	2	72.74	3951	7015	1.12	178.96	174	15	1.37E-01	4.0	0.68
11	2	74.90	7341	5819	1.09	183.23	174	15	2.55E-01	2.1	
12	4	84.65	3962	7193	1.29	202.53	197	15	1.38E-01	4.1	2.50
13	4	86.98	2084	7971	1.57	207.13	197	15	7.24E-02	8.5	
14	0	94.55	1233	6244	1.18	222.11	219	7	4.29E-02	11.1	
15	3	98.33	2113	6103	1.24	229.59	226	10	7.34E-02	6.5	0.585
16	3	100.03	536	5163	1.09	232.96	226	10	1.86E-02	22.6	
17	0	110.40	931	7999	2.14	253.46	249	9	3.24E-02	17.7	
18	10	121.66	3989	6059	1.15	275.73	271	11	1.39E-01	3.6	2.21
19	10	122.88	651	6932	1.43	278.14	271	11	2.26E-02	24.4	
20	0	133.00	1615	5607	1.12	298.16	295	7	5.61E-02	8.3	
21	0	136.03	765	4761	1.45	304.16	302	6	2.66E-02	14.9	
22	3	142.56	721	7055	1.51	317.06	313	15	2.51E-02	21.4	1.20
23	3	145.31	3990	4683	1.09	322.51	313	15	1.39E-01	3.1	
24	0	192.24	1450	5921	1.18	415.32	411	9	5.04E-02	10.0	
25	0	197.62	1224	6613	1.60	425.96	421	10	4.25E-02	12.7	

26	0	222.17	339	5208	0.99	474.50	471	8	1.18E-02	36.9	
27	0	244.59	605	4923	1.19	518.85	516	8	2.10E-02	20.6	
28	0	264.22	315	4047	0.68	557.66	555	7	1.09E-02	33.8	
29	0	279.43	261	3772	1.22	587.74	585	7	9.09E-03	39.4	
30	0	299.23	1436	5552	2.96	626.88	622	11	4.99E-02	10.5	
31	0	311.84	3328	5217	1.34	651.82	647	11	1.16E-01	4.6	
32	0	319.94	1938	4120	1.31	667.85	664	9	6.74E-02	6.4	
33	4	340.41	427	3524	1.29	708.31	702	21	1.48E-02	24.4	2.50
34	4	344.13	2263	3886	1.48	715.67	702	21	7.86E-02	5.4	
35	0	352.22	443	3784	1.40	731.67	728	9	1.54E-02	25.5	
36	0	481.74	1101	3842	1.41	987.75	981	13	3.83E-02	12.3	
37	0	510.83	656	4723	2.19	1045.27	1038	15	2.28E-02	23.1	
38	0	568.55	326	2448	1.93	1159.38	1156	8	1.13E-02	26.9	
39	0	582.66	212	2033	1.29	1187.28	1184	7	7.38E-03	36.3	
40	5	604.36	2508	3285	1.94	1230.16	1223	22	8.72E-02	4.9	4.68
41	5	608.84	725	2968	1.69	1239.02	1223	22	2.52E-02	14.6	
42	0	661.15	94	2553	0.93	1342.43	1340	7	3.28E-03	89.5	
43	0	778.62	618	2320	1.99	1574.63	1569	12	2.15E-02	16.6	
44	0	795.46	1664	2631	1.69	1607.90	1601	13	5.78E-02	6.9	
45	0	834.31	826	2263	1.93	1684.69	1679	11	2.87E-02	12.0	
46	0	888.89	43897	3847	1.94	1792.57	1786	15	1.53E+00	0.6	
47	0	1085.02	165	654	1.93	2180.13	2176	10	5.74E-03	30.4	
48	0	1098.64	5470	834	2.14	2207.04	2200	15	1.90E-01	1.8	
49	3	1111.17	403	662	2.42	2231.79	2223	35	1.40E-02	14.1	6.85
50	3	1115.31	626	795	2.93	2239.97	2223	35	2.17E-02	17.1	
51	3	1119.94	36345	523	2.15	2249.13	2223	35	1.26E+00	0.5	
52	0	1172.49	2707	392	2.17	2352.95	2346	13	9.41E-02	2.5	
53	0	1177.50	112	292	1.67	2362.85	2359	10	3.90E-03	35.1	
54	0	1188.80	115	286	2.10	2385.18	2380	11	4.01E-03	29.9	
55	0	1221.02	237	332	1.55	2448.82	2442	16	8.23E-03	18.7	
56	0	1273.93	71	197	1.46	2553.35	2549	10	2.47E-03	42.3	
57	0	1290.86	3569	246	2.44	2586.80	2578	17	1.24E-01	2.0	
58	0	1331.75	2432	196	2.50	2667.57	2659	17	8.45E-02	2.4	
59	0	1407.34	442	108	2.38	2816.90	2811	14	1.54E-02	7.2	
60	0	1460.01	1846	134	2.46	2920.92	2912	22	6.42E-02	2.8	
61	0	1763.10	154	78	2.85	3519.50	3510	22	5.35E-03	19.4	
62	0	2008.58	85	22	2.33	4004.15	3998	17	2.95E-03	19.4	

REPORTE #20

3-NOV-1992 14:20:22.41
 NUCLEAR ENGINEERING TEACHING LABORATORY
 NUCLEAR ANALYTICAL SERVICES

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

Sample id : NBS-1633a-Bis Sample weight : 0.214050 g
 Project title : MONTERREY PROJECT LONG COUNT
 Configuration : GEO0084
 Acquisition time : 23-SEP-1992 17:05:52.77
 Decay corrected to : 4-AUG-1992 16:36:00.00
 Preset live time : 0 00:00:00.00 Preset real time : 0 08:00:00.00
 Elapsed live time: 0 07:57:52.39 Elapsed real time: 0 08:00:00.00

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

Detector name : ORTEC20 Ave efficiency : 20.00000
 Calibration date : 9-SEP-1992 14:54:39.78 Geometry : 5 CM
 # of Iterations : 10 FWHM : 0.299682
 Energy Tolerance : 2.00000 Sensitivity : 5.00000
 KeV/Channel : 0.50555 Start channel : 25
 Half life ratio : 8.00000 Stop channel : 4096

Energy(KEV)=(-17.7434)+(0.50555)*Channel+(1.26235E-07)*Channel**2
 FWHM (KEV) =(0.299682)+(0.0596115) * SQRT(Energy)

***** PEAK PARAMETERS *****

Pk	It	Energy	Area	Bkgnd	FWHM	Channel	Left	Pw	Cts/Sec	%Err	Fit
1	3	36.76	24411	4284	2.15	107.80	104	19	8.51E-01	1.1	3.49
2	3	39.79	21547	35589	2.08	113.81	104	19	7.51E-01	2.1	
3	3	42.01	4751	42314	1.88	118.19	104	19	1.66E-01	7.5	
4	0	45.53	3234	42796	1.01	125.15	122	7	1.13E-01	10.7	
5	0	50.39	7925	52816	1.76	134.76	131	9	2.76E-01	5.3	
6	6	57.55	4913	38654	1.12	148.93	145	11	1.71E-01	6.9	7.63
7	6	59.23	3311	38555	1.21	152.26	145	11	1.15E-01	10.2	
8	0	63.00	3443	34502	0.92	159.71	157	6	1.20E-01	8.7	
9	0	67.67	8850	45363	1.05	168.95	166	8	3.09E-01	4.3	
10	2	72.74	23166	38012	1.10	178.98	174	14	8.08E-01	1.6	6.96
11	2	74.91	44045	31461	1.09	183.26	174	14	1.54E+00	0.8	
12	4	84.67	24416	40190	1.29	202.56	197	15	8.52E-01	1.6	4.94
13	4	86.93	14396	38906	1.32	207.03	197	15	5.02E-01	2.7	
14	9	91.08	1135	23948	0.83	215.25	213	25	3.96E-02	20.9	5.33
15	9	94.56	8742	33569	1.22	222.13	213	25	3.05E-01	3.7	
16	9	98.34	15556	33633	1.26	229.60	213	25	5.43E-01	2.1	
17	9	100.09	3089	28856	0.97	233.06	213	25	1.08E-01	9.4	
18	0	103.49	1684	28872	1.28	239.78	238	6	5.87E-02	16.1	
19	4	109.88	4807	38668	1.30	252.43	249	10	1.68E-01	7.4	4.92
20	4	111.16	2958	34387	1.16	254.96	249	10	1.03E-01	10.8	
21	0	114.41	1667	33863	1.77	261.40	259	7	5.81E-02	18.4	
22	0	121.94	45355	54889	1.17	276.28	271	12	1.58E+00	1.1	
23	3	130.50	2169	26829	1.08	293.21	290	18	7.57E-02	12.1	0.57
24	3	132.98	9040	31042	1.12	298.11	290	18	3.15E-01	3.4	
25	3	136.00	4518	30763	1.19	304.08	290	18	1.58E-01	6.6	
26	3	142.55	5547	31209	1.14	317.04	314	14	1.93E-01	5.4	0.33

27	3	145.35	29750	30805	1.13	322.58	314	14	1.04E+00	1.1	
28	0	152.35	1833	25910	1.19	336.43	34	6	6.39E-02	14.1	
29	0	156.08	804	25376	1.41	343.81	342	6	2.80E-02	31.6	
30	0	177.05	3307	29188	1.10	385.27	382	7	1.15E-01	8.8	
31	0	192.24	13906	39476	1.20	415.32	411	10	4.85E-01	2.8	
32	0	197.67	8821	35573	1.56	426.06	422	9	3.08E-01	4.0	
33	0	208.17	656	24569	1.24	446.81	445	6	2.29E-02	38.0	
34	0	215.69	2561	28831	1.41	461.69	459	7	8.93E-02	11.2	
35	0	222.07	1579	24220	1.27	474.31	472	6	5.51E-02	15.8	
36	0	229.33	1003	27058	1.26	488.67	486	7	3.50E-02	27.4	
37	0	244.57	6298	30410	1.22	518.80	515	8	2.20E-01	5.0	
38	0	264.44	2499	29317	1.32	558.09	555	8	8.72E-02	12.0	
39	0	299.05	10674	37389	2.47	626.53	622	11	3.72E-01	3.7	
40	5	307.60	1608	32810	1.72	643.43	638	19	5.61E-02	21.2	1.95
41	5	311.80	22257	25994	1.29	651.74	638	19	7.74E-01	1.4	
42	0	320.00	12949	34839	1.34	667.96	663	11	4.52E-01	2.9	
43	4	340.44	2450	20888	1.50	708.37	705	17	8.54E-02	9.9	8.38
44	4	344.16	18559	23706	1.43	715.74	705	17	6.47E-01	1.6	
45	0	367.36	857	21095	1.38	761.60	759	8	2.99E-02	29.8	
46	0	411.07	1088	19532	1.41	848.04	845	8	3.80E-02	22.4	
47	0	415.60	656	19006	1.04	857.00	854	8	2.29E-02	36.8	
48	0	443.79	1934	19857	1.33	912.73	909	9	6.75E-02	13.5	
49	0	481.94	5812	21781	1.43	988.15	983	10	2.03E-01	4.9	
50	0	496.20	1124	19423	1.95	1016.35	1013	9	3.92E-02	22.5	
51	10	510.65	2075	29894	2.40	1044.91	1036	20	7.24E-02	18.0	0.78
52	10	513.73	1394	17146	1.40	1051.00	1036	20	4.86E-02	16.6	
53	0	562.99	1215	17548	1.78	1148.40	1145	8	4.24E-02	19.1	
54	0	568.99	1258	15781	1.31	1160.25	1158	7	4.39E-02	16.8	
55	0	603.84	16298	37184	1.77	1229.14	1221	16	5.68E-01	2.8	
56	0	723.18	1624	20745	2.78	1465.04	1460	11	5.66E-02	17.5	
57	0	765.36	963	13259	1.56	1548.41	1545	8	3.36E-02	21.1	
58	0	778.62	4540	19988	1.90	1574.62	1568	13	1.58E-01	6.6	
59	0	795.56	8449	20463	1.87	1608.11	1602	13	2.95E-01	3.6	
60	0	801.65	642	14368	1.49	1620.14	1617	9	2.24E-02	33.9	
61	0	834.59	7526	20634	1.90	1685.25	1680	12	2.62E-01	4.0	
62	0	867.36	1022	17337	1.48	1750.00	1746	9	3.56E-02	23.5	
63	0	879.06	2952	18408	1.64	1773.14	1769	9	1.03E-01	8.5	
64	0	888.99	351352	35780	1.91	1792.76	1783	18	1.23E+01	0.2	
65	3	963.30	3903	8367	1.57	1939.62	1932	19	1.36E-01	4.6	19.4
66	3	965.44	2977	11760	2.14	1943.83	1932	19	1.04E-01	8.1	
67	0	1004.76	551	6059	2.13	2021.54	2017	10	1.92E-02	27.0	
68	0	1076.46	1090	5064	2.17	2163.21	2158	12	3.80E-02	13.4	
69	0	1085.24	2338	5279	2.17	2180.56	2174	13	8.15E-02	6.9	
70	0	1098.73	58826	7222	2.19	2207.21	2197	19	2.05E+00	0.5	
71	3	1111.59	3372	4945	2.43	2232.62	2223	35	1.18E-01	4.6	61.3
72	3	1115.56	5074	6156	2.97	2240.46	2223	35	1.77E-01	8.7	
73	3	1120.04	289142	3661	2.18	2249.32	2223	35	1.01E+01	0.2	
74	2	1172.68	22819	1769	2.22	2353.32	2346	23	7.96E-01	0.8	2.71
75	2	1177.50	1202	1171	2.11	2362.85	2346	23	4.19E-02	6.9	
76	0	1188.29	716	1291	2.35	2384.16	2379	12	2.50E-02	10.8	
77	0	1212.70	326	958	2.28	2432.40	2427	13	1.14E-02	20.6	
78	0	1220.78	1310	978	2.38	2448.36	2441	15	4.57E-02	5.9	
79	0	1230.54	558	766	2.41	2467.63	2463	12	1.95E-02	10.9	
80	0	1273.38	1498	1254	4.19	2552.27	2542	29	5.23E-02	7.3	

81	0	1291.00	38688	900	2.41	2587.09	2577	19	1.35E+00	0.5
82	0	1298.76	269	460	1.87	2602.42	2597	12	9.40E-03	16.7
83	0	1312.21	286	326	2.41	2628.99	2623	14	9.99E-03	15.6
84	0	1331.91	20311	592	2.44	2667.90	2657	21	7.08E-01	0.8
85	0	1364.99	206	413	2.19	2733.25	2723	19	7.18E-03	25.0
86	0	1407.40	3903	385	2.61	2817.02	2808	19	1.36E-01	2.0
87	0	1460.16	1954	339	2.63	2921.23	2910	20	6.82E-02	3.4
88	0	1690.38	882	246	2.73	3375.89	3362	29	3.07E-02	6.3
89	0	1763.08	174	113	2.86	3519.45	3512	16	6.08E-03	18.6
90	0	2008.12	626	50	3.04	4003.24	3992	23	2.18E-02	5.0