



00576 4
24
**UNIVERSIDAD NACIONAL AUTONOMA
DE MEXICO**

FACULTAD DE QUIMICA

**DETERMINACION DE Co-60, Ni-63 Y Cs-137 EN
DESECHOS RADIOACTIVOS PROVENIENTES DE LA
CENTRAL NUCLEOELECTRICA "LAGUNA- VERDE"
A FIN DE CLASIFICARLOS PARA SU
DISPOSICION FINAL.**

T E S I S

QUE PARA OBTENER EL GRADO DE:

MAESTRIA EN CIENCIAS NUCLEARES

P R E S E N T A :

LA QUIMICA HERMILA LLAVEN NUCAMENDI

DIRECTOR DE TESIS: DR. EN C. MANUEL NAVARRETE TEJERO



MEXICO, D. F.

1996.

**TESIS CON
FALLA DE ORIGEN**

**TESIS CON
FALLA DE ORIGEN**



Universidad Nacional
Autónoma de México



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

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

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

AGRADECIMIENTOS

A MIS MAESTROS DE SIEMPRE:

DR. en C. MANUEL NAVARRETE TEJERO.
Con infinita gratitud por todas sus enseñanzas y trascendental apoyo en la dirección de este trabajo de tesis y la realización de la Maestría..

M. en C. LUIS CABRERA MOSQUEDA.
Con mi más alta estimación por su constante orientación y participación en mi reencuentro con la Química Nuclear y mi formación profesional.

AL HONORABLE JURADO:

Presidente: Dra Guillermina Burillo Amezcua.
Primer Vocal: Dra. Ma. Esther de la Rosa Duque.
Secretario: M. en C. Rubén Ortega Carmoun.
Primer suplente: M. en C. Graciela Müller Carrera.
Segundo Suplente: M. en C. Juan Lartigue Gorgillo.

Con mi más amplio reconocimiento por su generosa paciencia en la revisión de este trabajo, así como por sus invaluables sugerencias y aportaciones para mejorarlo.

EN ESPECIAL:

Al M. en C. ALFONSO CORTEZ, con eterna gratitud por su apoyo en la obtención de manuales, tablas y publicaciones de la C.F.E. y el I.N.I.N.

A MIS AMORES:

DAVID JONATHAN Y DANIEL SOL LLAYEN.
Que son las dos mas grandes bendiciones que he recibido.

Al pequeñin que me tiene fascinada:

"RAÚL JONATHAN SOL ORTEGA".

El solecito más querido por mi.

A MIS PADRES:

Don Abel Llayen Simuta y
Doña Georgina Nucamendi de Ll.

Con mucho amor

A MIS HERMANOS:

María Elena.
Abel.
José Samuel.
Martha Marceil.

Con cariño y esperanza.

A MIS AMORES:

DAVID JONATHAN Y DANIEL SOL LLAVEN.
Que son las dos mas grandes bendiciones que he recibido.

Al pequenín que me tiene fascinada:

"RAÚL JONATHAN SOL ORTEGA".

El solcito más querido por mí.

A MIS PADRES:

Don Abel Llaven Simuta y
Doña Georgina Nucamendi de Ll.

Con mucho amor

A MIS HERMANOS:

María Elena.
Abel.
José Samuel.
Martha Marceil.

Con cariño y esperanza.

CONTENIDO

iii

AGRADECIMIENTOS	i
CONTENIDO	iii
RESUMEN	vi

CAPITULO I	1
------------	---

CENTRAL NUCLEOELÉCTRICA DE "LAGUNA VERDE"

1) LOCALIZACIÓN GEOGRÁFICA.	1
2) FUNCIONAMIENTO GENERAL DE LA CENTRAL NUCLEOELÉCTRICA [2].	1
3) CONFIGURACIÓN DE LA CENTRAL NUCLEOELÉCTRICA [3].	2
4) REACTOR NUCLEAR [3].	3
A) EL COMBUSTIBLE NUCLEAR [3].	5
B) EL NÚCLEO DEL REACTOR BWR	6
C) EL MODERADOR [3].	7
D) EL FLUIDO REFRIGERANTE [3].	8
E) SISTEMA DE CONTROL (<i>Dispositivos de seguridad</i>)	9
F) EL BLINDAJE [3].	10
SISTEMAS DE CONTENCIÓN DE LOS COMPONENTES BÁSICOS DEL REACTOR	10
5) PRODUCCIÓN DE ENERGÍA MECÁNICA [2].	12
6) PRODUCCIÓN DE ENERGÍA ELÉCTRICA [2].	13
T A B L A 1-1	14
SECCIÓN DE FIGURAS	15

CAPITULO 2	32
------------	----

PRESENCIA DE Cs-137, Co-60 y Ni-63, EN EL SISTEMA CERRADO DE AGUA DE ENFRÍAMIENTO Y MODERADOR EN EL REACTOR NUCLEAR DE LAGUNA VERDE

1) SISTEMAS DE TRATAMIENTOS DE DESECHOS RADIATIVOS.	32
2) FISIÓN NUCLEAR [4].	37
3) PRODUCCIÓN DE Cs-137 EN LOS ELEMENTOS COMBUSTIBLES DEL REACTOR	40
4) COMPOSICIÓN QUÍMICA DE LOS COMPONENTES UTILIZADOS EN LAS INSTALACIONES DEL NÚCLEO DEL REACTOR [8].	41

	iv
5) PRODUCCIÓN DE Co-60 Y NI-63 EN EL SISTEMA CERRADO DE AGUA DE ENFRIAMIENTO Y MODERADOR DEL REACTOR.	42
REACCIONES DE ACTIVACIÓN FORMADORAS DE Co-60 Y EL NI-63	42
TABLA 2-1	44
TABLA 2-2	44
TABLA 2-3	45
TABLA 2-4	46
SECCIÓN DE FIGURAS	47
CAPITULO 3	56
DETERMINACIÓN DE LOS CONTAMINANTES Co-60, Cs-137 Y NI-63 EN UNA RESINA INTERCAMBIADORA Y EN CUATRO LODOS PROVENIENTES DE LA LIMPIEZA DE LOS CIRCUITOS PRIMARIO Y SECUNDARIO DEL REACTOR DE LAGUNA VERDE.	
1) CICLO TERMODINÁMICO, [3].	56
2) SISTEMA DE LIMPIEZA DE AGUA DEL REACTOR (RWCUS), [3].	57
3) MÉTODOS DE MEDIDA DE LA RADIACIÓN GAMMA Y BETA, EMPLEADOS EN LAS DETERMINACIONES DE LOS TRES DIFERENTES RADISÓTOPOS ANALIZADOS	58
A) DETERMINACIÓN DEL Co-60.	60
PROCEDIMIENTO ANALÍTICO PARA EL Co-60	60
CÁLCULOS DEL Co-60	62
ANÁLISIS DE RESULTADOS	65
B) DETERMINACIÓN DEL Mn-54	65
C) DETERMINACIÓN DEL Cs-137, [14]	66
PROCEDIMIENTO ANALÍTICO PARA EL Cs-137.	66
CÁLCULOS DEL Cs-137.	67
ANÁLISIS DE RESULTADOS	68
D) DETERMINACIÓN DEL NI-63	68
PROCEDIMIENTO ANALÍTICO PARA EL NI-63.	69
CÁLCULOS DEL NI-63	71
ANÁLISIS DE RESULTADOS	72
SECCIÓN DE FIGURAS	73
TABLA 3-1	83
TABLA 3-2	84
TABLA 3-3	85
CAPITULO 4	86
ANÁLISIS DE RESULTADOS Y CONCLUSIONES	
1) CLASIFICACIÓN DE LOS DESECHOS RADIATIVOS.	86
A) Co-60	86

	iv
5) PRODUCCIÓN DE Co-60 Y NI-63 EN EL SISTEMA CERRADO DE AGUA DE ENFRIAMIENTO Y MODERADOR DEL REACTOR.	42
REACCIONES DE ACTIVACIÓN FORMADORAS DE Co-60 Y EL NI-63	42
TABLA 2-1	44
TABLA 2-2	44
TABLA 2-3	45
TABLA 2-4	46
SECCIÓN DE FIGURAS	47
CAPITULO 3	56
DETERMINACIÓN DE LOS CONTAMINANTES Co-60, Cs-137 Y NI-63 EN UNA RESINA INTERCAMBIADORA Y EN CUATRO LODOS PROVENIENTES DE LA LIMPIEZA DE LOS CIRCUITOS PRIMARIO Y SECUNDARIO DEL REACTOR DE LAGUNA VERDE.	
1) CICLO TERMODINÁMICO, [3].	56
2) SISTEMA DE LIMPIEZA DE AGUA DEL REACTOR (RWCUS), [3].	57
3) MÉTODOS DE MEDIDA DE LA RADIACIÓN GAMMA Y BETA, EMPLEADOS EN LAS DETERMINACIONES DE LOS TRES DIFERENTES RADISÓTOPOS ANALIZADOS	58
A) DETERMINACIÓN DEL Co-60.	60
PROCEDIMIENTO ANALÍTICO PARA EL Co-60	60
CÁLCULOS DEL Co-60	62
ANÁLISIS DE RESULTADOS	65
B) DETERMINACIÓN DEL Mn-54	65
C) DETERMINACIÓN DEL Cs-137, [14]	66
PROCEDIMIENTO ANALÍTICO PARA EL Cs-137.	66
CÁLCULOS DEL Cs-137.	67
ANÁLISIS DE RESULTADOS	68
D) DETERMINACIÓN DEL NI-63	68
PROCEDIMIENTO ANALÍTICO PARA EL NI-63.	69
CÁLCULOS DEL NI-63	71
ANÁLISIS DE RESULTADOS	72
SECCIÓN DE FIGURAS	73
TABLA 3-1	83
TABLA 3-2	84
TABLA 3-3	85
CAPITULO 4	86
ANÁLISIS DE RESULTADOS Y CONCLUSIONES	
1) CLASIFICACIÓN DE LOS DESECHOS RADIATIVOS.	86
A) Co-60	86

	v
B) Mn-54	86
C) Cs-137.	86
D) Ni-63	87
2) CONCLUSIONES	87
TABLA 4-3	89

APÉNDICE	90
-----------------	----

REGLAMENTOS DE LA COMISIÓN FEDERAL REGULADORA 10-CFR-60 y 61

1) CLASIFICACIÓN DE DESECHOS (61.55). [18]	90
a) Clasificación de desechos para depósitos cercanos a la superficie.	90
1) CONSIDERACIONES.	90
2) CLASES DE DESECHO.	90
3) CLASIFICACIÓN DETERMINADA POR RADIONÚCLIDOS DE VIDA MEDIA LARGA.	91
4) CLASIFICACIÓN DETERMINADA PARA RADIONÚCLIDOS DE VIDA MEDIA CORTA.	91
5) CLASIFICACIÓN DETERMINADA PARA RADIONÚCLIDOS DE VIDA MEDIA CORTA Y VIDA MEDIA LARGA.	92
6) CLASIFICACIÓN DE DESECHOS CON RADIONÚCLIDOS DIFERENTES A LOS LISTADOS EN LAS TABLAS A-1 Y A-2.	92
7) REGLA DE LA SUMA DE FRACCIONES PARA MEZCLAS DE RADIONÚCLIDOS.	92
8) DETERMINACIÓN DE CONCENTRACIONES EN DESECHOS.	93
2) CARACTERÍSTICAS DE LOS DESECHOS (61.56).	93
3) ETIQUETADO (61.57).	94
4) REQUERIMIENTOS ALTERNOS PARA CLASIFICACIÓN Y CARACTERÍSTICAS DE DESECHOS (61.58).	94
5) REQUERIMIENTOS INSTITUCIONALES (61.59).	95
TABLA A-1	96
TABLA A-2	96

BIBLIOGRAFÍA	97
---------------------	----

RESUMEN

El propósito de este trabajo fue el de determinar como impurezas la existencia de un producto de fisión, el Cs-137 y de dos productos de activación, el Co-60 y el Ni-63, en una resina de intercambio iónico y cuatro muestras lodosas, tomadas durante la limpieza de válvulas y tuberías del sistema de transferencia de calor por el Departamento de Ingeniería Ambiental de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde para que, en base a las concentraciones encontradas, las clasificarias como desechos radiactivos, según la categoría establecida por la Comisión Nuclear Reguladora de U.S.A. 10-CFR-60 y 61.

Los análisis experimentales se efectuaron en el Laboratorio de Química Nuclear de la Facultad de Química en la UNAM, bajo la dirección y supervisión del Dr. en Química Nuclear Manuel Navarrete Tejero, en dos momentos diferentes:

1. Se tomaron cuatro diferentes muestras de los desechos radiactivos base húmeda y una muestra más de la resina de intercambio iónico, para la determinación del Co-60 durante el que también se detectó la presencia del Mn-54; debido a que tanto los picos del Co-60 como el pico del Mn-54 se caracterizan directamente en cada muestra, no fue necesario separarlos de la mezcla que forman los lodos y la resina por lo que se procedió a detectarlos directamente.

Los pesos de las muestras empleadas en la detección directa del Co-60 fueron empleadas para la separación del Cesio (después de haber obtenido los espectros de emisión gamma del Co-60). Se depositaron en vasos de precipitados de 50 ml y se lavaron durante 4 horas con una solución ácida de ácido nítrico a pH menor que uno, se separaron las soluciones de las muestras por filtración y, enseguida, se agregaron 10 mg de CsNO₃ (nitrato de cesio), como acarreador a cada una de las soluciones, para luego ser eluidas lentamente a través de una columna de 1 g de Cu₂ Fe (CN)₆ (hexaclanoferrato de cobre II), para retener las trazas de Cs-137. Se detectó el hexaclanoferrato de cobre correspondiente a cada muestra.

2. Se tomaron nuevamente cuatro muestras lodosas, más una de la resina, para la separación del níquel por precipitación con dimetilgioxima (reacción de Chugaeus), lavando el complejo formado con una solución moderadamente ácida, para eliminar otras trazas en solución. Finalmente se disolvieron los precipitados con un solvente orgánico para lograr una perfecta transparencia, necesaria para la detección de las débiles emisiones beta del Ni-63, en un detector de centelleo líquido.

Los resultados encontrados revelaron que las muestras (cuatro lodos y una resina) son de bajo nivel radiactivo, pues en las cinco muestras los valores de concentración determinados son mucho menores que el valor más alto requerido para los desechos clase A, establecido por la C.N.R. Por lo tanto las cinco muestras quedaron clasificadas como Desechos Radiactivos CLASE A, en relación a los radisótopos mencionados.

CENTRAL NUCLEOELECTRICA DE "LAGUNA VERDE"

Debido a que las muestras radiactivas analizadas en este trabajo de investigación se tomaron de válvulas y tuberías y fueron proporcionadas por el Departamento de Ingeniería Ambiental de la Central Nucleoeléctrica de LAGUNA VERDE, en este capítulo se describen las características fundamentales y el funcionamiento general de una central nucleoeléctrica de este tipo.

1) LOCALIZACIÓN GEOGRÁFICA.

La Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde se localiza en el Municipio de Alto Lucero del Estado de Veracruz, México, a 70 Kilómetros al NNO de la ciudad de Veracruz, a 60 Kilómetros al ENE de la ciudad de Jalapa y a 290 Kilómetros al ENE del centro del Distrito Federal, (longitud $96^{\circ} 24' 30''$ W , latitud $19^{\circ} 43' 24''$). Figura 1-1.

La selección del sitio en que se localiza la central se hizo tomando en cuenta, principalmente, sus características geológicas, sismológicas y meteorológicas, mediante estudios que efectuaron la CFE, el Instituto de Geofísica y el Instituto de Ingeniería, de la Universidad Nacional Autónoma de México. Los resultados aseguran que el sitio seleccionado es de baja sismicidad y que no se encuentra cerca de ninguna falla geológica activa. Además, se contó con el apoyo de consultores internacionales expertos, algunos de ellos del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), y se utilizaron las normas técnicas vigentes en Estados Unidos.

También se analizó el comportamiento de los vientos durante huracanes o tornados y los posibles efectos de tsunamis (olas gigantes que se forman en los maremotos), ya que las características físicas del sitio determinan los requisitos y las características que las estructuras de la central deben soportar durante su vida, con el fin de garantizar que no habrá pérdida de material en las edificaciones de contención [1], [2].

2) FUNCIONAMIENTO GENERAL DE LA CENTRAL NUCLEOELECTRICA [2].

Una central **nucleoeléctrica** funciona de manera semejante a una central térmica convencional para producir electricidad. Su funcionamiento es esencialmente el mismo que el de las plantas que funcionan con carbón, combustóleo o gas

La conversión de energía se realiza en tres etapas: En la primera, la energía del combustible se utiliza para producir vapor a elevada presión y temperatura. En la segunda

etapa la energía del vapor se transforma en movimiento de una turbina. En la tercera el giro del eje de la turbina se transmite a un generador, que produce energía eléctrica.

La transformación de energía térmica en otro tipo de energía tiene un rendimiento limitado por el Segundo Principio de la Termodinámica. Esto quiere decir que por cada unidad de energía producida por el combustible, sólo una tercera parte se convierte en trabajo mecánico y se ceden al medio ambiente las dos terceras partes restantes en forma de calor.

Las centrales nucleoelectricas se diferencian de las demás centrales térmicas solamente en la primera etapa de conversión, es decir, en la forma de producir vapor.

En las centrales convencionales el vapor se produce en una caldera donde se quema de una forma continua carbón, combustóleo o gas natural.

La caldera consta de los siguientes elementos:

- Un dispositivo de inyección de combustible (carbón pulverizado, combustóleo o gas).
- Un sistema de inyección de aire para que el combustible pueda quemarse.
- Un sistema de eliminación de los gases producidos en la combustión (chimenea).
- Un mecanismo de eliminación de cenizas cuando la central funciona con carbón.
- Unos tubos por los que circula agua que al calentarse con el fuego de la caldera se convierte en vapor.

Las centrales nucleoelectricas tienen un REACTOR NUCLEAR, que equivale a la caldera de las centrales convencionales. El reactor no tiene sistemas de inyección continua de combustible y aire, ni se necesita en él un dispositivo de eliminación continua de residuos sólidos. Tampoco se producen gases de combustión.

3) CONFIGURACIÓN DE LA CENTRAL NUCLEOELÉCTRICA [3].

Una central nucleoelectrica está constituida básicamente por seis edificios principales (figura 1-2) y otros secundarios, (figura 1-3). Los seis edificios principales son:

A) EL DEL REACTOR: alberga en su interior al reactor nuclear, sus sistemas auxiliares y los dispositivos de seguridad, la plataforma de recambio de combustible y la alberca de almacenamiento de combustible irradiado, edificio A.

B) EL DEL TURBOGENERADOR: aloja a las turbinas de alta y baja presión, el generador eléctrico su excitador, el condensador, los precalentadores de agua de alimentación y los recalentadores de vapor, edificio B.

C) **EL DE CONTROL:** en su interior se encuentran el personal de control y la computadora de procesos, el cuarto de cables, los sistemas de aire acondicionado, el banco de baterías, los laboratorios radioquímicos y el acceso de personal al edificio del reactor, edificio C.

D) **EL DE GENERADORES DIESEL:** contiene los tres generadores diesel que se utilizan para el suministro de energía eléctrica a los sistemas de refrigeración de emergencia, edificio D.

E) **EL DE TRATAMIENTO DE DESECHOS RADIACTIVOS:** en él se tienen los sistemas de tratamiento de desechos sólidos, líquidos y gaseosos de mediano y bajo nivel de radiactividad, edificio E.

F) **EL DE LA PLANTA DE TRATAMIENTO DE AGUA Y DEL TALLER MECÁNICO:** alberga la planta de producción de agua desmineralizada de alta pureza para su uso en el ciclo de vapor. También contiene el taller mecánico para reparación de equipos y mantenimiento, edificio F.

Los edificios secundarios son el de:

- Toma de agua de enfriamiento para el condensador y los componentes nucleares.
- La subestación eléctrica.
- La administración
- Almacenamiento temporal de desechos de mediano y bajo nivel de radiactividad.
- Entrenamiento y del centro de Información pública.

4) REACTOR NUCLEAR [3].

Un *reactor nuclear* es un dispositivo que controla la fisión nuclear de material radiactivo, produce nuevas sustancias radiactivas y grandes cantidades de energía. Estos dispositivos se emplean para suministrar calor para la subsecuente conversión de energía eléctrica, propulsión y procesos industriales; son utilizados en la producción de nuevos elementos de aplicaciones múltiples; asimismo, se usan para proporcionar neutrones para la experimentación científica.

Los Reactores Nucleares pueden ser clasificados de varias formas, primeramente, de acuerdo con la energía de los neutrones con que operan, como **REACTORES TÉRMICOS** (neutrones con baja energía) y **REACTORES RÁPIDOS** (neutrones con alta energía). Posteriormente, se clasifican de acuerdo con los componentes principales del

núcleo del reactor, empezando con el combustible que **utiliza** considerando su grado de enriquecimiento, así como también por su refrigerante y su moderador, (Tabla 1-1).

Comercialmente, los tres tipos de centrales nucleoelectricas más comunes son las que tienen:

- **REACTOR DE AGUA A PRESIÓN PWR.** Con uranio enriquecido como combustible y agua a presión como moderador y refrigerante. Se llaman centrales de agua a presión (PWR). Figura 1-4.
- **REACTOR DE AGUA EN EBULLICIÓN BWR.** Con uranio enriquecido como combustible y agua ordinaria en ebullición como moderador y refrigerante. Se llaman centrales de agua en ebullición (BWR). el tipo de reactor utilizado en la central NUCLEOELECTRICA de LAGUNA VERDE es precisamente de este tipo. Figura 1-5.
- **REACTOR DE AGUA PESADA A PRESIÓN PHWR.** Con uranio natural como combustible y agua pesada como moderador y fluido refrigerante (CANDU o PHWR). Figura 1-6.

Existen en el mundo otros tipos de centrales, menos comunes que las anteriores. Entre ellas destacan las centrales equipadas con reactores rápidos. (Tabla 1-1).

En estos reactores no existe moderador porque se necesitan neutrones de alta energía para las reacciones que en ellos tienen lugar. Utilizan una mezcla de uranio y plutonio como combustible, rodeados de uranio natural donde, además de producir calor, el isótopo ^{238}U del uranio se convierte en plutonio ^{239}Pu , que es fisionable. El fluido refrigerante es sodio fundido.

Los componentes básicos de un reactor nuclear son:

- a) **EL COMBUSTIBLE NUCLEAR**, que se encuentra en el **NÚCLEO** del reactor, en donde se mantiene una reacción en cadena controlada, que es la fuente de energía.
- b) **EL MODERADOR**, que reduce la velocidad de los neutrones emitidos por las fisiones del material combustible consiguiendo que el proceso sea eficiente.
- c) **EL REFRIGERANTE**, es el fluido que extrae el calor generado en el núcleo del reactor manteniendo el núcleo adecuadamente refrigerado. Durante la operación normal del reactor esta función la desempeña el **Sistema de Agua de Alimentación**, que consta de dos ramas independientes; cada una de ellas puede proporcionar el 50 % del flujo total que se requiere para refrigerar el núcleo en condiciones de máxima generación térmica [1]. También transporta la energía a la turbina, (figura 1-7).
- d) **EL SISTEMA DE CONTROL**, que regula el número de neutrones libres (población neutrónica) y por consecuencia el proceso de reacción en cadena.

e) **EL BLINDAJE**, para proteger contra las radiaciones al medio ambiente y a los seres humanos.

Los componentes básicos del reactor nuclear se encuentran contenidos en un recipiente llamado **vasija del reactor** que se encuentra dentro del **edificio de contención primaria** que a su vez se encuentra dentro del **edificio de contención secundaria** (figura 1-8). La vasija esta constituida básicamente de una tapa superior, un cuerpo cilíndrico, una tapa del fondo, soportes y conexiones.

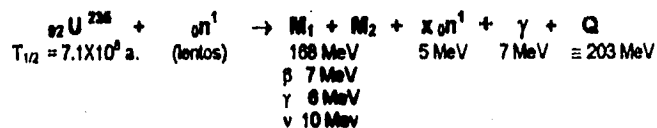
Las principales conexiones de la vasija son: las tuberías que llevan el vapor a la turbina, las tuberías de recirculación, las penetraciones de los mecanismos impulsores de las barras de control, y las tuberías de alimentación de agua del condensador, (Figura 1-7).

Hay otras conexiones tales como: las tuberías de entrada de agua para aspersión del núcleo; las tuberías de inyección de agua de alimentación y de remoción de calor residual; los canales para instrumentación nuclear; las tuberías hidráulicas de las barras de control para el apagado de emergencia y la tubería de venteo de vapor, (figura 1-9).

A) EL COMBUSTIBLE NUCLEAR [3].

El componente esencial del combustible de un reactor nuclear debe ser un material que sea fisiónable, esto es, que tenga una alta sección eficaz para absorber neutrones y por lo tanto se rompa o desintegre fácilmente al ser bombardeado con ellos. El único material que en su estado natural es fácilmente fisiónable con neutrones térmicos es el U-235. La energía liberada en la fisión del uranio se debe fundamentalmente al isótopo U-235.

Reacción de fisión del uranio-235. [22]



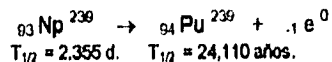
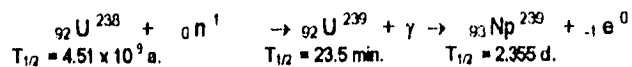
Siendo: M_1 y M_2 = Productos de fisión.

x = El número de neutrones liberados en la fisión.

γ = La radiación gamma emitida durante el proceso de fisión.

Q = La energía de fisión liberada por el U-235.

El U-235 es uno de los tres isótopos naturales del uranio y constituye el 0.72 % aproximadamente de todo el uranio natural existente actualmente en la corteza terrestre, el resto del uranio natural es el isótopo U-238 que tiene una abundancia isotópica de 99.28 % y el U-234 con una abundancia isotópica de 0.006 %. Al U-238 se le conoce como material fértil, puesto que puede transformarse en otro material fisiónable llamado plutonio. Esta transformación ocurre al irradiar el U-238 con neutrones.



El combustible de un reactor generalmente es una mezcla de materiales fisionables y fértiles. Durante la operación del reactor, al irse irradiando el combustible, los átomos de material fisionable se van consumiendo mientras que algo del material fértil va produciendo nuevos átomos fisionables. La proporción de átomos fisionables consumidos a la de los nuevos átomos formados depende del diseño del reactor.

B) EL NÚCLEO DEL REACTOR BWR

El núcleo es la parte más importante del reactor ya que en éste es donde se llevan a cabo las reacciones nucleares y se tienen los mecanismos de control e instrumentación necesarios para controlar eficazmente el sistema nuclear.

El reactor de Laguna Verde es del tipo BWR-5 (figura 1-9), moderado y refrigerado con agua ligera. Usa como combustible dióxido de uranio (UO_2) ligeramente enriquecido, en forma de pastillas cilíndricas de aproximadamente el mismo diámetro y altura (1 cm), contenidas en tubos metálicos (encamisados) para protegerlas de reacciones químicas (corrosión) con el agua de enfriamiento y moderación (figura 1-10). El encamisado también tiene la importante función de prevenir contra el escape de los productos de fisión. Los tubos agrupados, forman un ensamble de combustible (figura 1-11). El conjunto de ensambles de combustible es lo que se conoce como núcleo, aunque en este conjunto de ensambles van acoplados otros mecanismos de operación.

Los elementos combustibles (figura 1-10) están formados por barras de combustible, los tubos que los envuelven son de Zircaloy-2, que es un material de baja sección eficaz de absorción, para evitar la pérdida de neutrones, en los que se han introducido las pastillas de UO_2 sinterizado y después de haber producido el vacío en el interior de la vaina se rellenan con Helio y se cierran herméticamente, soldando con tapones de Zircaloy en ambos extremos. Las dimensiones de las pastillas de UO_2 y del diámetro interior del tubo que constituye la vaina, son tales que a la temperatura de trabajo se encuentran ambos en contacto, favoreciéndose así la transmisión de calor. En la parte superior de la barra de combustible se deja un alojamiento libre para que el almacenamiento de productos de fisión no produzca presiones superiores a las fijadas como tolerables; en este alojamiento se dispone un muelle que impide los movimientos axiales de las pastillas de combustible.

Las barras de combustible con el UO_2 (mezclado con gadolinio) agrupadas para formar los ensambles de combustibles (figura 1-11), contienen un conjunto de 8 X 8 barras de las cuales, dos son de agua, y las otras 62 de combustible, el número total de barras de combustible es de 27,528. El gadolinio es un veneno quemable, gran absorbente de neutrones que disminuye inicialmente la reactividad del combustible y va agotándose a lo largo de la vida del núcleo.

Al conjunto de cuatro ensambles de combustible y una barra de control se la denomina celda de combustible, (figura 1-12).

El núcleo del reactor consiste de 444 ensambles de combustible (figura 1-11), montados en una placa de soporte (figura 1-13), que contiene 81 toneladas de uranio (UO_2) enriquecido al 1,87 % de U-235 en promedio. El control de la energía de fisión se consigue mediante 109 barras cruciformes de control (figura 1-14) que contienen **carburo de boro** encapsulado en tubos y placas de acero inoxidable repartidas simétricamente en el núcleo y movidas mediante accionadores individuales. En el núcleo se produce la reacción en cadena que genera la energía de fisión, la cual es extraída por el fluido refrigerante (agua ligera) para producir vapor, que se utiliza directamente en el turbogenerador.

Se tienen tres tipos de ensambles combustibles. Cada ensamble contiene diferente enriquecimiento en las varillas para reducir los factores de pico de potencia. El núcleo inicial (figura 1-15) tiene un enriquecimiento promedio de 1.87 % distribuido de la forma siguiente:

- 280 ensambles de alto enriquecimiento, (2.19 % de U-235), con 4 barras de gadolinio.
- 96 ensambles de medio enriquecimiento, (1.76 % de U-235), con 4 barras de gadolinio
- 68 ensambles de uranio natural (0.711 % de U-235), sin barras de gadolinio.
- 109 barras de control de carburo de boro.

Los ensambles de combustible (figura 1-11) son acomodados en el reactor en un arreglo en forma de cilindro circular recto dentro de la envolvente del núcleo. Cada ensamble es soportado por la pieza de soporte y la guía superior.

El canal que rodea al paquete de barras de combustible es de Zircaloy-4, y cumple varias funciones; en primer lugar divide la zona por la que pasa el flujo ascendente del refrigerante, para cada uno de los elementos combustibles (figura 1-13).

Anualmente se introducen 96 ensambles al 2.72 % de U-235 en promedio para reemplazar otros tantos cuyo enriquecimiento ha disminuido debido a las fisiones del U-235 para producir energía. Estas son las recargas de combustible que permiten al reactor seguir operando.

C) EL MODERADOR [3].

Contrariamente a lo que puede sugerir su nombre, el moderador no mitiga la reacción de fisión sino que la hace posible.

Los neutrones emitidos en las fisiones del material combustible se mueven a grandes velocidades, pero al chocar con los materiales componentes del núcleo del reactor

pierden velocidad. Esta reducción de velocidad es necesaria debido a que los neutrones lentos producen más fisiones que los rápidos. Sin embargo, si las colisiones son numerosas, se corre el riesgo de que algunos neutrones choquen con átomos de ciertas características y sean absorbidos sin producir fisiones, dando lugar a que se generen contaminantes no deseados dentro de los sistemas del reactor.

En el reactor se requiere, entonces, un material que frene rápidamente a los neutrones pero sin absorberlos; a este material se le llama **moderador**. Como la masa de un neutrón es aproximadamente igual a la de un núcleo de hidrógeno (H^1), los moderadores más eficientes son aquellos materiales que poseen gran concentración de hidrógeno y/o carbono. Entre los moderadores más empleados se tienen el agua ligera, el agua pesada, el grafito, u otros. En los reactores **BWR** se emplea **agua ligera**.

El moderador debe estar bien distribuido alrededor y en el interior del núcleo; esto se consigue mediante un arreglo adecuado de combustible-moderador.

Para que el choque de un neutrón con un núcleo de uranio 235 pueda producir una fisión, es preciso que la velocidad del neutrón sea del orden de 2 Km./s. Cuando el neutrón sale de un núcleo fisionado, lleva una velocidad de 20,000 Km./s y es necesario frenarlo. Esta es la función del moderador: frenar neutrones sin absorberlos.

D) EL FLUIDO REFRIGERANTE [3].

El fluido refrigerante tiene en los reactores la misma función que el agua que circula por una caldera convencional: evacuar el calor producido por el combustible, para producir vapor, figura 1-16.

Durante las reacciones de fisión se producen neutrones y productos de fisión, además de otra serie de emisiones de partículas y fotones. Cuando los núcleos producidos en la fisión y los neutrones chocan con la materia contigua, casi toda su energía cinética se convierte instantáneamente en calor. Casi todo el calor se genera en el núcleo del reactor. Si el calor no se removiera del núcleo, la temperatura aumentaría hasta niveles peligrosos con el riesgo de causar daños al combustible o incluso llegar a fundirlo. Además, en este caso el calor es el producto principal del reactor.

Los reactores básicamente pueden funcionar a cualquier nivel de potencia deseado. En la práctica, el factor restrictivo es la rapidez con que el enfriador pueda extraer el calor del núcleo del reactor. La mayoría de los reactores actuales tienen un sistema de circulación forzada de agua para regular eficientemente el flujo de agua a través del núcleo.

El fluido refrigerante circula entre las barras de combustible impulsado por bombas. También debe reunir una serie de condiciones para que pueda cumplir su función en forma satisfactoria: no capturar neutrones, debe tener un elevado calor específico, no ser corrosivo para los tubos y elementos del reactor.

Además del agua ordinaria empleada en el Reactor de Laguna Verde y en los reactores a base de uranio enriquecido, los fluidos refrigerantes más comunes son: el anhídrido

carbónico y el agua pesada en los reactores de uranio natural, y el sodio en los reactores rápidos.

El fluido refrigerante, tras circular alrededor de las barras de combustible, con lo que se calienta, es conducido a un intercambiador en el que cede el calor extraído del reactor a otro circuito de agua, donde se produce el vapor. En los reactores del tipo de agua en ebullición (BWR), el vapor se produce directamente en el reactor, (figura 1-16).

E) SISTEMA DE CONTROL (*Dispositivos de seguridad*).

Los reactores nucleares se controlan principalmente regulando la cantidad de neutrones presentes en el núcleo del reactor. Esto se consigue empleando materiales como boro o cadmio que poseen altas secciones eficaces de absorción neutrónica, 759 y 2,450 barns respectivamente, ($1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2$). En el BWR se emplean varillas de carburo de boro (B₄C). Este material se inserta en el reactor en forma de varillas cruciformes conocidas como **barras de control** (figura 1-14).

El sistema consiste de 109 barras de control de sección cruciforme que regulan la reacción en cadena; en cada hoja de la cruz se alojan 19 tubos de acero inoxidable que contienen el material absorbedor de neutrones en forma de gránulos de carburo de boro. La reacción nuclear de absorción es:



En ciertas situaciones las barras de control pueden ser accionadas para introducirlas totalmente entre los ensambles combustibles del núcleo del reactor para detener la reacción en cadena y para el funcionamiento del reactor (figura 1-12).

Los núcleos de combustible que se fisian, emiten dos o tres neutrones, los cuales quedan libres sólo por un tiempo muy limitado (del orden de 10^{-4} segundos) entre el momento en que son emitidos y el momento en que realizan una nueva fisión o son absorbidos. Por lo tanto, cualquier aumento, aunque sea mínimo, en la población neutrónica, entre generaciones sucesivas, sería suficiente para multiplicar la velocidad de la reacción en cadena cientos de veces por segundo. Afortunadamente, algunos neutrones no se emiten inmediatamente, sino después de un cierto período que puede ser desde segundos hasta horas; manteniendo la cantidad de neutrones en el sistema a un nivel tal que siempre exista necesidad de estos neutrones denominados "**retardados**" para sostener la reacción en cadena, el aumento en la velocidad de la reacción puede ser de sólo uno o dos por ciento por segundo; esto es suficientemente bajo para mantener la reacción en cadena regulada.

Cuando el reactor se abastece de combustible, las barras de control se insertan totalmente. Una vez abastecido, el reactor se pone en operación sacando las barras de control en forma gradual y programada. Cuando el reactor llega a alcanzar el estado en que la reacción en cadena se automantiene, sólo resta ajustar las barras de control para obtener las condiciones de operación deseables.

A medida que el combustible se fisiona, se van formando otros núclidos llamados **productos de fisión** que al acumularse hacen menos eficiente la reacción ya que absorben neutrones. Para compensar este efecto es necesario sobrecargar al reactor con más combustible del mínimo necesario para lograr el comienzo de la reacción. Este exceso de combustible provocaría problemas si no es debidamente controlado. Para lograr un control adecuado en estas condiciones se añaden contaminantes llamados **venenos quemables**, como el gadolinio que son materiales de alta sección eficaz de absorción, es decir, absorben neutrones, pero una vez que un núcleo de un veneno quemable absorbe un neutrón se convierte en un núcleo de baja sección eficaz de absorción neutrónica y ya no provoca mayores efectos, de ahí su nombre de veneno quemable. Conforme progresa la operación del reactor estos productos se van retirando.

Las centrales nucleoelectricas tienen una serie de dispositivos de seguridad destinados a mantener bajo control la reacción de fisión en cadena y la creación de productos de fisión altamente radiactivos, los cuales se deben conservar debidamente confinados, tanto en operación normal como en caso de accidente, para evitar la irradiación del personal de operación y los impactos y daños al medio ambiente, figura 1-17

F) EL BLINDAJE [3].

La parte de energía de fisión que no se transforma instantáneamente en calor se emite en forma de radiaciones de alta penetración, los reactores nucleares, por lo tanto, deben estar fuertemente blindados. Los reactores son equipados con un blindaje térmico y un blindaje biológico. El primero es un blindaje interno que sirve para proteger al combustible en el núcleo y el segundo es un blindaje externo cuyo objetivo es proteger al personal de la planta.

SISTEMAS DE CONTENCION DE LOS COMPONENTES BASICOS DEL REACTOR

El modelo BWR-5 utiliza la llamada **contención Mark II**, que emplea los conceptos de **barreras múltiples y supresión de presión de vapor** en su diseño básico. **LAS BARRERAS MÚLTIPLES**. Sirven para evitar y contener el escape de productos de fisión y son las siguientes:

- **Las pastillas de combustible**, de tipo cerámico de dióxido de uranio, tienden a retener los productos de fisión en su estructura molecular cristalina, figura 1-10.
- **Los tubos herméticos de Zircaloy**, que contienen el combustible constituyen una barrera que evita que los productos de fisión pasen al fluido refrigerante del reactor, figura 1-10.
- **El refrigerante del reactor**, que es el agua que circula en la vasija del reactor reteniendo todos aquellos productos de fisión que no sean gaseosos; para que de allí puedan ser separados por el Sistema de Purificación de Agua del Reactor (RWCUS), figura 1-5.

- **La vasija del reactor y tuberías asociadas del ciclo agua vapor**, la vasija es el recipiente que encierra el combustible y el moderador, está construida de acero de baja aleación con un espesor de 14 cm, y recubierta internamente con acero inoxidable. Mantiene el refrigerante del reactor en un circuito cerrado, desde donde se eliminan los productos de fisión gaseosos, bajo el control del Sistema Off gas (Figura 1-7).
- **El edificio de contención primaria**, tiene una estructura cónica cilíndrica con paredes de concreto fuertemente armado con acero de 1.5 metros de espesor, recubierto internamente con una placa de acero de 0.95 centímetros de grueso que está soldada herméticamente para conseguir la hermeticidad, éste edificio rodea la vasija del reactor y el circuito de refrigeración. En el fondo del contenedor primario hay una alberca de supresión de presión de vapor, que contiene un volumen de 3,000 metros cúbicos de agua, (figura 1-17). LA SUPRESIÓN DE PRESIÓN DE VAPOR, es función de éste edificio, el que contiene y reduce la presión de vapor resultante en un accidente de pérdida de refrigerante (LOCA) y limita la liberación de los productos de fisión hacia el edificio del reactor, (figura 1-17).
- **El edificio de contención secundaria**, que es el edificio mismo del reactor, rodea al de contención primaria y a todos los equipos relacionados con la operación segura del reactor. Cuenta con un sistema de aire acondicionado que mantiene una presión negativa en su interior e impide la salida del material a la atmósfera. Los edificios de contención se diseñan para soportar sismos y huracanes de muy alta intensidad sin que pierdan su hermeticidad. Su función principal es la de limitar la liberación de materiales radiactivos hacia el exterior, tanto en condiciones normales como de accidente. (figura 1-17).

Además existe una área de exclusión de personal no autorizado, que mide 680 metros de radio alrededor del edificio del reactor, en cuya frontera una persona sin protección no recibirá una dosis mayor de 25 rems a cuerpo total en 2 horas, en caso de que sucediera el accidente base del diseño de la planta (figura 1-3).

Aunque la probabilidad sea mínima siempre existe la posibilidad de un accidente grave es por eso que las instalaciones nucleares se diseñan, construyen y explotan con excepcional atención por la seguridad. Los refinados sistemas de seguridad están diseñados para proteger no solamente las instalaciones nucleares junto con su personal, sino también a la población en general y el medio ambiente.

Los probables accidentes base del diseño de la planta pueden ser:

- **Roturas en el sistema de enfriamiento del reactor.** Tubería, válvulas, cámaras de bombeo, líneas de instrumentación, líneas de limpieza, sistema hidráulico de dirección de barras de control, etc.
- **Operaciones de descarga del combustible.** Los cambios de combustible puestos bajo el agua, pueden liberar burbujas de gas radiactivo; el combustible irradiado o

- **La vasija** del reactor y tuberías asociadas del ciclo agua vapor, la vasija es el recipiente que encierra el combustible y el moderador, esta construida de acero de baja aleación con un espesor de 14 cm, y recubierta internamente con acero inoxidable. Mantiene el refrigerante del reactor en un circuito cerrado, desde donde se eliminan los productos de fisión gaseosos, bajo el control del Sistema Off-gas. Figura 1-7.
- **El edificio de contención primaria**, tiene una estructura cónica cilíndrica con paredes de concreto fuertemente armado con acero de 1.5 metros de espesor, recubierto interiormente con una placa de acero de 0.95 centímetros de grueso que esta soldada herméticamente para conseguir la hermeticidad, éste edificio rodea la vasija del reactor y el circuito de refrigeración. En el fondo del contenedor primario hay una alberca de supresión de presión de vapor, que contiene un volumen de 3,000 metros cúbicos de agua, (figura 1-17). LA SUPRESIÓN DE PRESIÓN DE VAPOR, es función de éste edificio, el que contiene y reduce la presión de vapor resultante en un accidente de pérdida de refrigerante (LOCA) y limita la liberación de los productos de fisión hacia el edificio del reactor, (figura 1-17).
- **El edificio de contención secundaria**, que es el edificio mismo del reactor, rodea al de contención primaria y a todos los equipos relacionados con la operación segura del reactor. Cuenta con un sistema de aire acondicionado que mantiene una presión negativa en su interior e impide la salida del material a la atmósfera. Los edificios de contención se diseñan para soportar sismos y huracanes de muy alta intensidad, sin que pierdan su hermeticidad. Su función principal es la de limitar la liberación de materiales radiactivos hacia el exterior, tanto en condiciones normales como de accidente, (figura 1-17).

Además existe una área de exclusión de personal no autorizado, que mide 680 metros de radio alrededor del edificio del reactor, en cuya frontera una persona sin protección no recibirá una dosis mayor de 25 rems a cuerpo total en 2 horas, en caso de que sucediera el accidente base del diseño de la planta (figura 1-3).

Aunque la probabilidad sea mínima siempre existe la posibilidad de un accidente grave, es por eso que las instalaciones nucleares se diseñan, construyen y explotan con excepcional atención por la seguridad. Los refinados sistemas de seguridad están diseñados para proteger no solamente las instalaciones nucleares junto con su personal, sino también a la población en general y el medio ambiente.

Los probables accidentes base del diseño de la planta pueden ser:

- **Roturas en el sistema de enfriamiento del reactor.** Tubería, válvulas, cámaras de bombeo, líneas de instrumentación, líneas de limpieza, sistema hidráulico de dirección de barras de control, etc.
- **Operaciones de descarga del combustible.** Los ensambles de combustible puestos bajo el agua, pueden liberar burbujas de gas radiactivo; el combustible irradiado o

componentes del reactor, pueden ser movidos inadvertidamente del blindaje, combustible extraído de su enfriamiento puede ocasionar que la camisa o aún el combustible se funda, liberando grandes cantidades de productos de fisión radiactivos. Las válvulas de aislamiento del edificio pueden cerrarse automáticamente.

- **Rotura de tuberías o tanques de desechos radiactivos líquidos.** Esto podría ocurrir durante el tránsito de desechos radiactivos líquidos hacia el edificio diseñado para su almacenamiento.
- **Fuego.** Toda planta nuclear cuenta con un programa activo de prevención contra incendios. El área de contención primaria, el área de recarga del combustible, el laboratorio radioanalítico y la instalación de desechos radiactivos sólidos, son de interés particular.
- **Criticalidad Inadvertida (criticidad).** El acontecimiento de una reacción en cadena crítica o supercrítica con material fisionable fuera del reactor, se llama criticalidad. La piscina de almacenamiento de combustible nuevo y las piscinas de combustible quemado, están diseñados específicamente para prevenir un accidente de criticalidad. Si el combustible se separa inadecuadamente, sin estar protegido del estrujamiento o compresión, o bien sea almacenado temporalmente en áreas de diseño inadecuado, podría dar como resultado una criticalidad inadvertida con una crecida de agua con derrame o una ruptura de la piscina de contención.
- **Incontención por un edificio.** No obstante que el edificio del reactor cuenta con una serie de barreras de contención diseñadas para la presión y proyectiles bélicos, en caso de un accidente mayor el material radiactivo podría escapar, seguido de un número de coincidencias de fallas de las barreras y medidas de protección.

Por lo que, en cumplimiento a lo dispuesto por los Organismos Reguladores, La Comisión Federal de Electricidad estableció en la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde un plan para responder a emergencias radiológicas, los cuales fueron aprobados por la FEMA (agencia federal de gestión de accidentes de E. U. A.). El Organismo que supervisa y lleva a cabo las funciones reguladoras en México es la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (C.N.S.N.S.), con autoridad suficiente para auditar, inspeccionar, otorgar y retirar permiso de uso, posesión y manejo de materiales nucleares y radiactivos.

5) PRODUCCIÓN DE ENERGÍA MECÁNICA [2].

El vapor producido en el reactor nuclear se canaliza hacia una turbina donde la energía contenida en el vapor se convierte en energía mecánica de rotación. Figura 1-5.

Por las leyes de la termodinámica, el rendimiento de la transformación de energía térmica en eléctrica es del orden de 33 %. Ello quiere decir que por cada 3 kW / h, de energía contenida en el vapor sólo se obtiene 1 kw/h de energía eléctrica, debiéndose ceder al medio ambiente en forma de calor a baja temperatura los otros 2 kw/h.

Para hacer posible el ciclo termodinámico se necesita una fuente caliente y una fría. Esta última es el condensador, que consiste en una serie de tubos en cuyo interior circula el agua de enfriamiento. El vapor proveniente de la zona de baja presión de la turbina pasa por fuera de los tubos y se condensa.

El agua de refrigeración así calentada puede devolverse directamente al medio de donde se extrajo. Se dice entonces que la central funciona en circuito abierto. Otras veces el agua caliente se hace pasar previamente por una torre de enfriamiento donde una parte se evapora enfriando al resto. Una vez enfriada, el agua se recircula al condensador. Se dice entonces que la central funciona en circuito cerrado.

Una central nuclear de 1,000 MW de potencia, que funciona en circuito abierto necesita un caudal de agua de refrigeración de unos $45 \text{ m}^3/\text{seg}$. Si funcionase un circuito cerrado, el caudal necesario sería de unos $3 \text{ m}^3/\text{seg}$, que se emplean en reponer el agua evaporada ($0.5 \text{ m}^3/\text{seg}$) y las purgas necesarias del circuito para evitar la concentración de sales en él ($2.5 \text{ m}^3/\text{seg}$).

8) PRODUCCIÓN DE ENERGÍA ELÉCTRICA [2].

La rotación de la turbina provocada por el vapor se transmite a un generador, que consiste de conductores eléctricos que giran en un campo magnético, produciendo electricidad.

La energía eléctrica producida pasa a la subestación donde se eleva su tensión para disminuir las pérdidas por calentamiento en las líneas de transmisión, ya que la potencia es el producto del voltaje por la corriente (fórmula 1) y las pérdidas de transmisión son proporcionales al cuadrado de la corriente (fórmula 2)

$$P = V I \quad (\text{Fórmula 1})$$

$$\text{Pérdidas de transmisión} \propto I^2. \quad (\text{Fórmula 2})$$

Mediante las líneas de transmisión, la energía se integra al sistema que la hace llegar a los usuarios.

TABLA 1-1

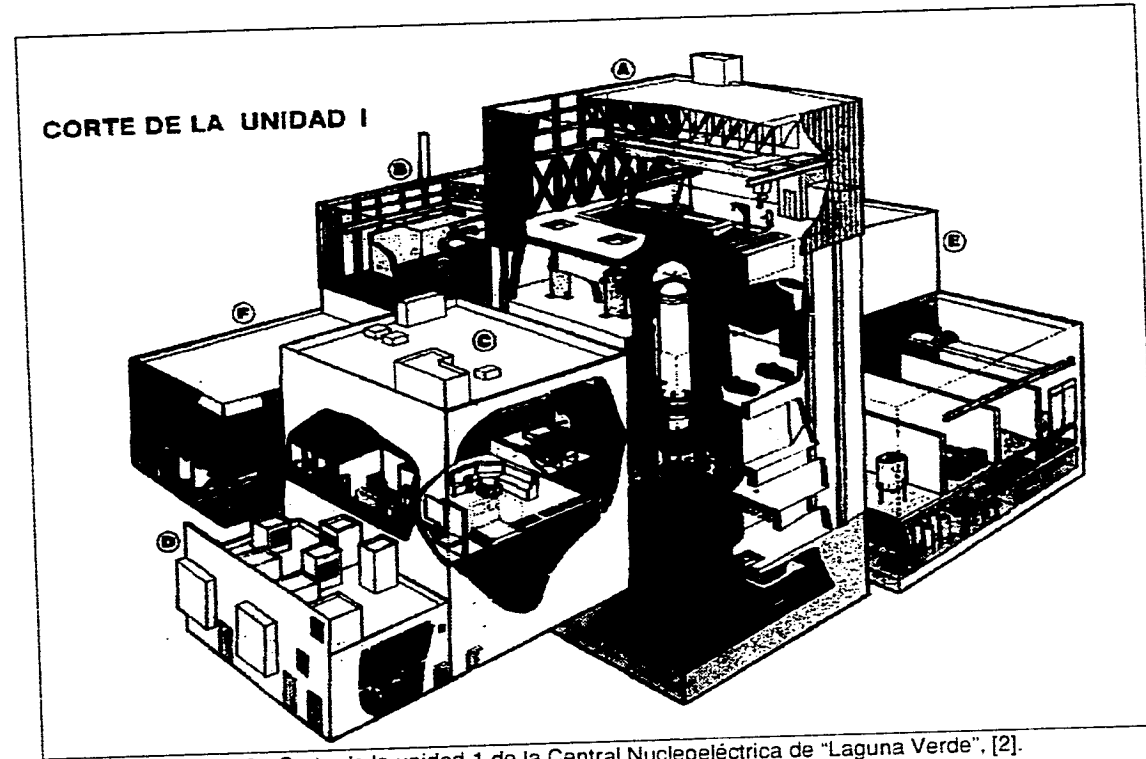
CLASIFICACIÓN DE LOS TIPOS DE REACTORES [3]

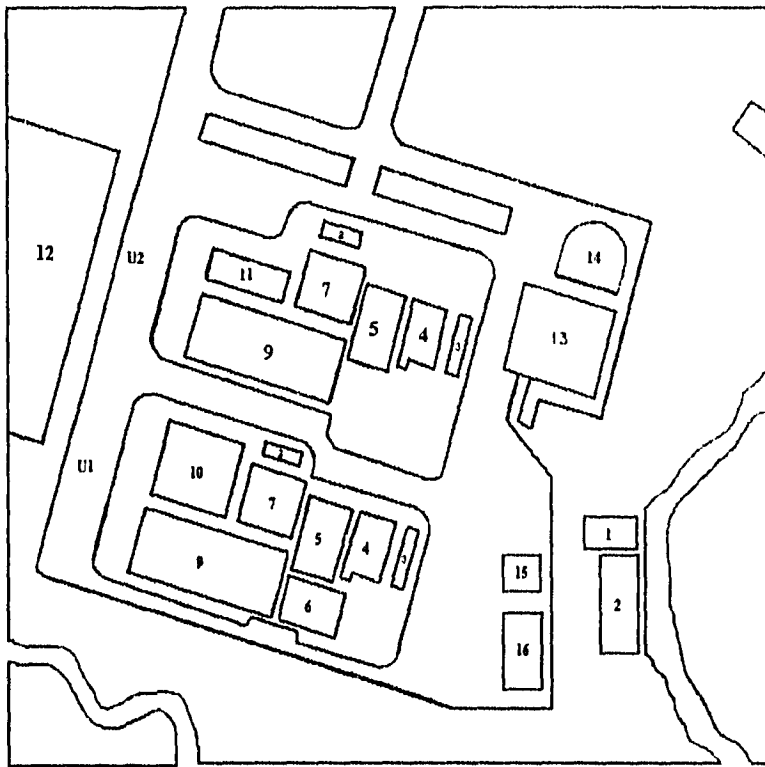
GRUPO	TIPO	SÍMBOLO	COMBUSTIBLE	ENFRIADOR	MODERADOR
A) REACTORES PROBADOS COMERCIALMENTE Y DISPONIBLES PARA SU EXPORTACIÓN.	A.1) REACTOR DE AGUA A PRESIÓN	PWR	UO ₂ ligeramente enriquecido	Agua ligera	Agua ligera
	A.2) REACTOR DE AGUA EN EBULLICIÓN.	BWR	UO ₂ ligeramente enriquecido	Agua ligera	Agua ligera
	A.3) REACTOR DE AGUA PESADA EN EBULLICIÓN.	PHWR	UO ₂ natural	Agua pesada.	Agua pesada
B) REACTORES DESARROLLADOS TOTALMENTE, DE OTROS TIPOS DIFERENTES AL GRUPO A.	B.1) REACTOR DE GRAFITO ENFRIADO CON GAS.	GCR	U (metal natural)	Dióxido de carbono (gas)	Grafito
	B.2) REACTOR AVANZADO DE GRAFITO ENFRIADO CON GAS.	AGCR	UO ₂ ligeramente enriquecido.	Dióxido de carbono (gas)	Grafito
	B.3) REACTOR DE GRAFITO ENFRIADO CON AGUA LIGERA.	LWGR	U (metal), UO ₂ ligeramente enriquecido	Agua ligera	Grafito
C) REACTORES AVANZADOS Y DESARROLLADOS PARCIALMENTE.	C.1) REACTOR RÁPIDO DE CRÍA.	FBR	(U + Pu)O ₂ (U + Pu) altamente enriquecido	Sodio líquido	Ninguno
	C.2) REACTOR A ALTA TEMPERATURA ENFRIADO CON GAS.	HTGR	UO ₂ + ThC ₂ altamente enriquecido	Helio (gas)	Grafito
	C.3) REACTOR GENERADOR DE VAPOR DE AGUA PESADA.	SGHWR	UO ₂ ligeramente enriquecido	Agua ligera	Agua pesada
	C.4) REACTOR DE AGUA PESADA ENFRIADO CON AGUA LIGERA.	HWLWR	UO ₂ natural	Agua ligera	Agua pesada
	C.5) REACTOR DE AGUA PESADA ENFRIADO CON GAS.	HWGCR	U (metal) UO ₂ natural	Dióxido de carbono (gas)	Agua pesada

SECCION DE FIGURAS



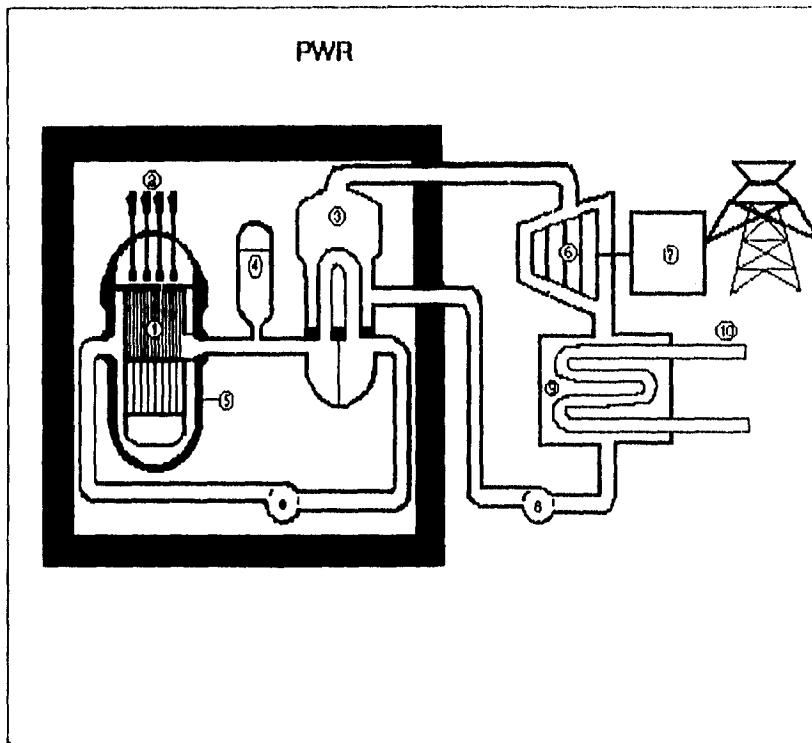
FIG. 1-1.- Localización geográfica de la Central Nucleoeléctrica de "Laguna Verde" [2].





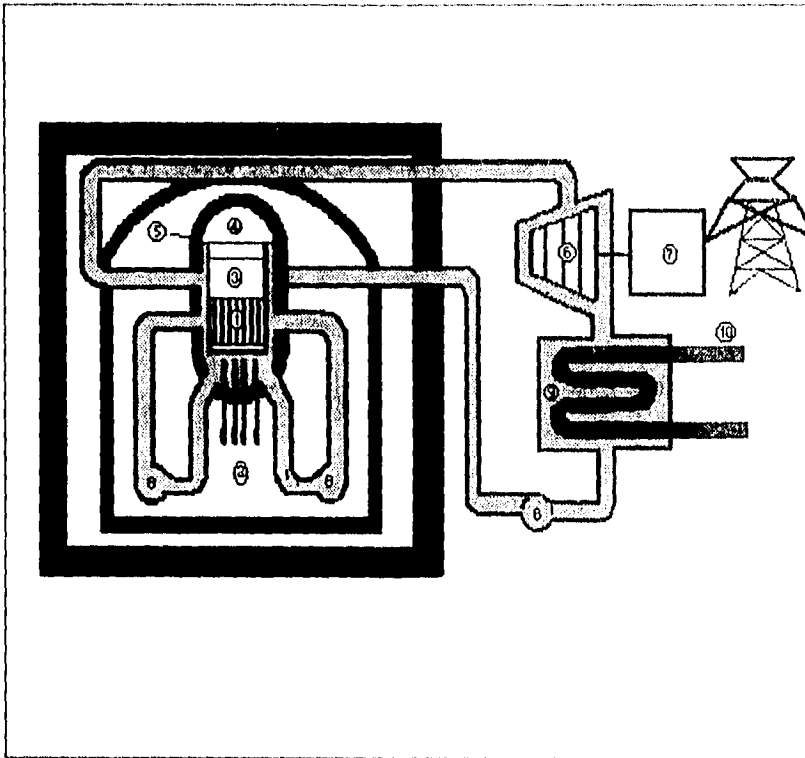
- | | |
|--|---|
| 1. Obra de toma de agua de servicio nuclear | 8. Tanque de agua de condensado |
| 2. Obra de toma de agua de enfriamiento | 9. Edificio del turbogenerador |
| 3. Tanques de almacenamiento de combustible diesel | 10. Edificio de tratamiento de desechos |
| 4. Edificio de generadores diesel | 11. Edificio de purificación |
| 5. Edificio de control | 12. Subestación |
| 6. Edificio de talleres y tratamiento de agua | 13. Edificio de oficinas administrativas |
| 7. Edificio del reactor | 14. Casa de guardias |
| | 15. Edificio de la estación central de alarma (CAS) |
| | 16. Almacén. |

FIG.1-3.- Disposición de Edificios Principales y Secundarios. [3].



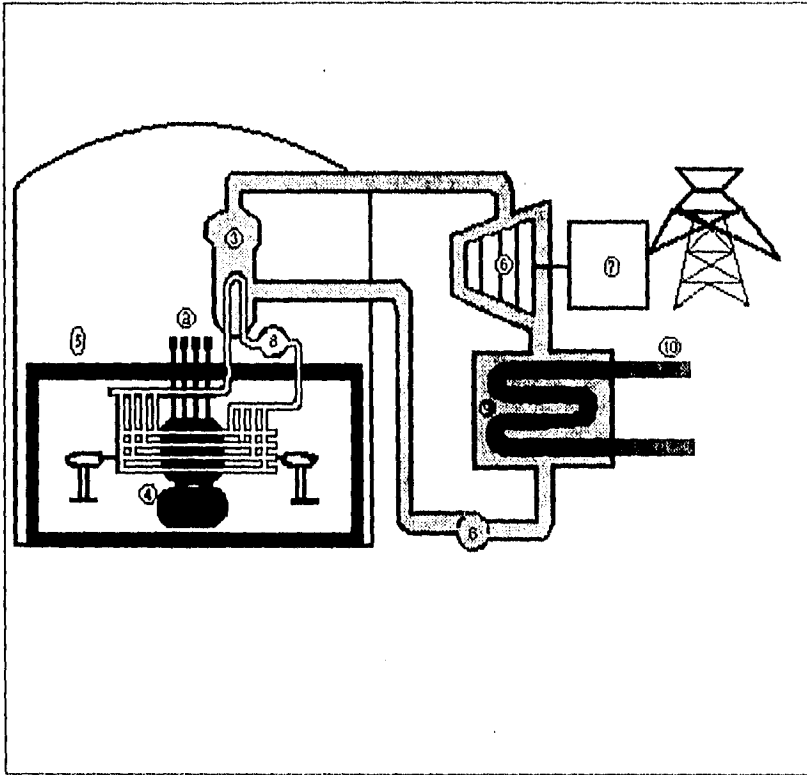
- | | |
|------------------------|------------------------------------|
| 1.- Núcleo del reactor | 6.- Turbina |
| 2.- Barras de control | 7.- Generador de energía eléctrica |
| 3.- Generador de vapor | 8.- Bombas |
| 4.- Presurizador | 9.- Condensador |
| 5.- Vasija | 10 - Agua de río o de mar |

FIG. 1-4.- Esquema de una Central Nucleoeléctrica con Reactor de Uranio Enriquecido y Agua a Presión (PWR), [2].



- | | |
|--------------------------|------------------------------------|
| 1.- Núcleo del reactor | 6.- Turbina |
| 2.- Barras de control | 7.- Generador de energía eléctrica |
| 3.- Separador de humedad | 8.-Bombas |
| 4.- secador de vapor | 9.- Condensador |
| 5.- Vasija | 10 - Agua de río o de mar |

FIG. 1-5.- Esquema de una central Nucleoeléctrica con Reactor de Uranio Enriquecido y Agua en Ebullición (BWR), [2]



- | | |
|------------------------------|------------------------------------|
| 1.- Núcleo del reactor | 6.- Turbina |
| 2.- Barras de control | 7.- Generador de energía eléctrica |
| 3.- Generador de vapor | 8.- Bombas |
| 4.- Calandria | 9.- Condensador |
| 5.- Recipiente de contención | 10 - Agua de río o de mar |

FIG. 1-6.- Esquema de una Central Nucleoeléctrica con Reactor de Uranio Natural (CANDU), [2].

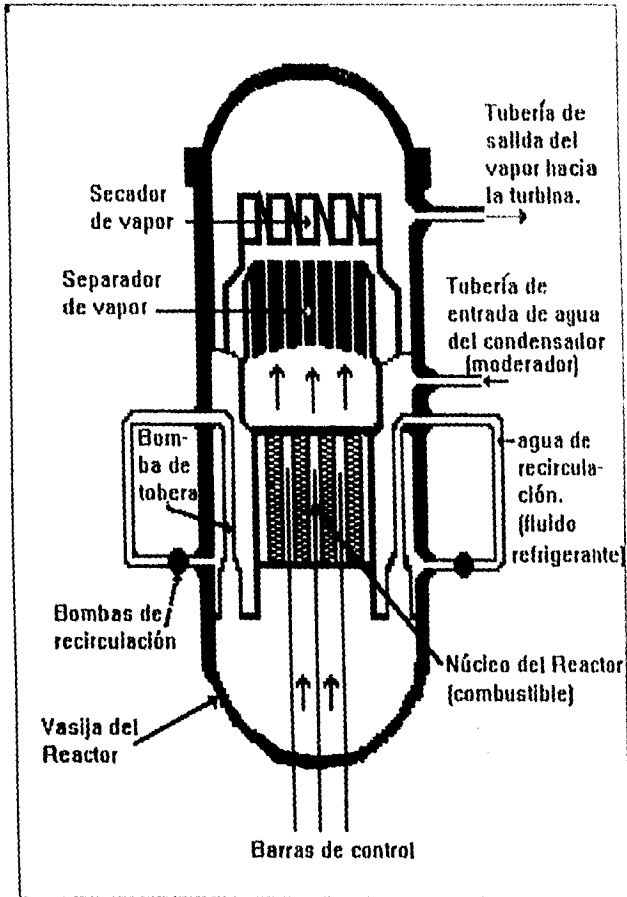


FIG.1-7.- Reactor Nuclear, [2].

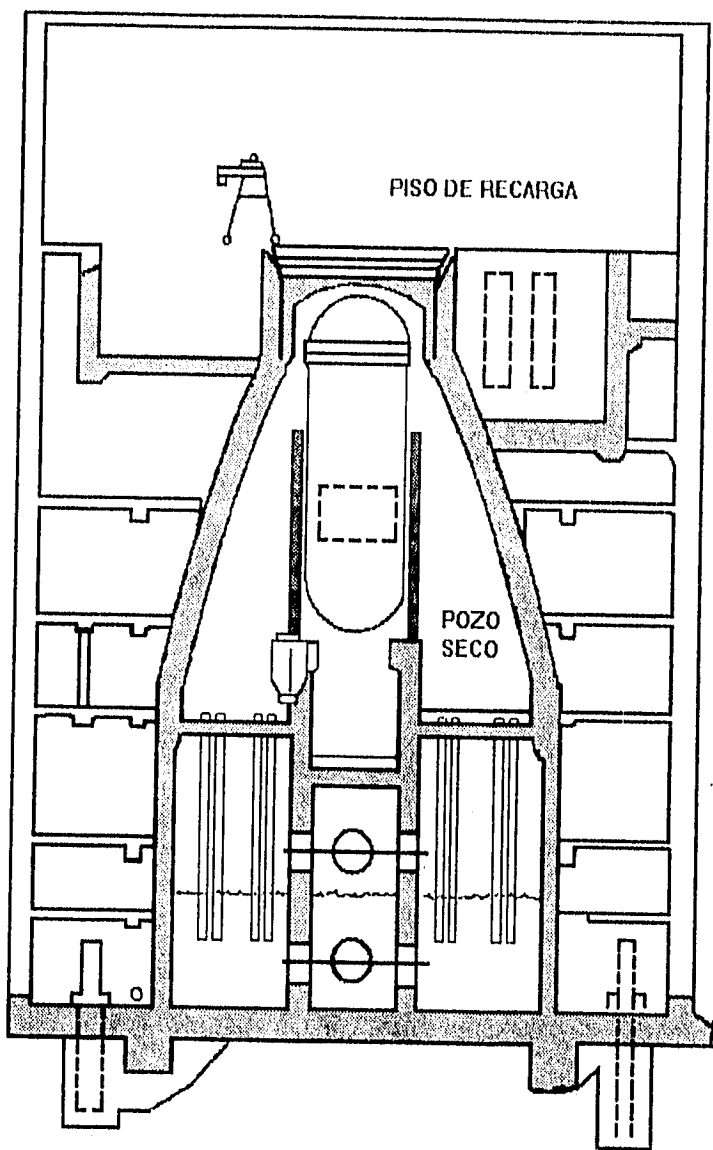
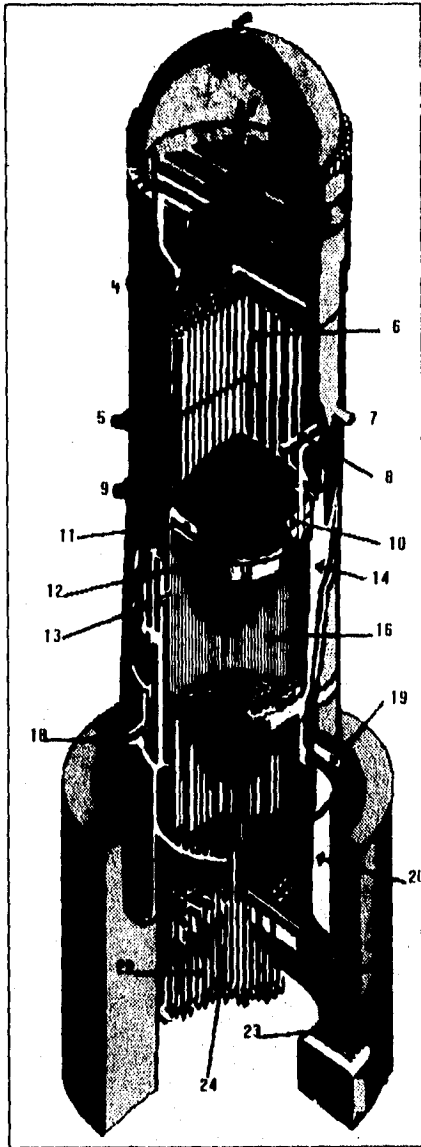


FIG. 1-8.- Contención Primaria y Secundaria, [2].



1. Rociador y ventila de la tapa de la vasija
2. Orejas de levantamiento del secador de vapor
3. Ensamble del secador de vapor
4. Salida de vapor a la turbina
5. Entrada de agua para aspersion del núcleo a alta presión
6. Ensamble del separador de presión
7. Entrada de agua de alimentación
8. Esprea de agua de alimentación
9. Entrada de inyección de agua de enfriamiento
10. Tubería de aspersion del núcleo
11. Esprea de aspersion del núcleo
12. Reja superior del núcleo
13. Ensamble de las bombas de chorro
14. Coraza del núcleo
15. Ensamble de combustible
16. Barra de control
17. Placa de soporte del núcleo
18. Entrada de agua de recirculación
19. Salida de agua de recirculación
20. Soporte de la vasija
21. Muro de blindaje
22. Mecanismos impulsores de las barras de control
23. Tuberías hidráulicas de las barras de control
24. Canales de instrumentación.

FIG.1-9.- Reactor Nuclear BWR-5, [2].

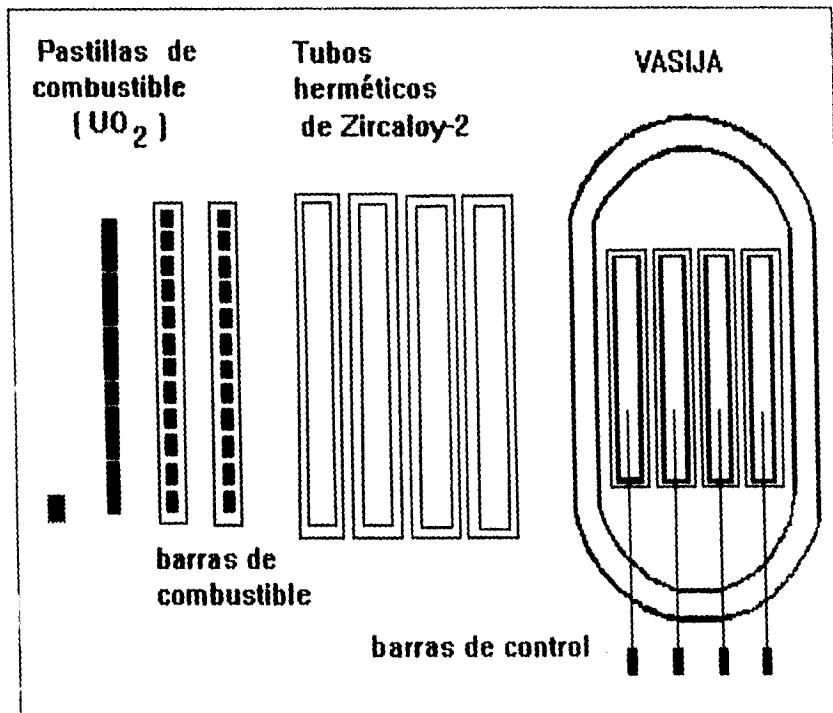


FIG.1-10.- Sistemas de contención de las pastillas y barras de combustible, [2].

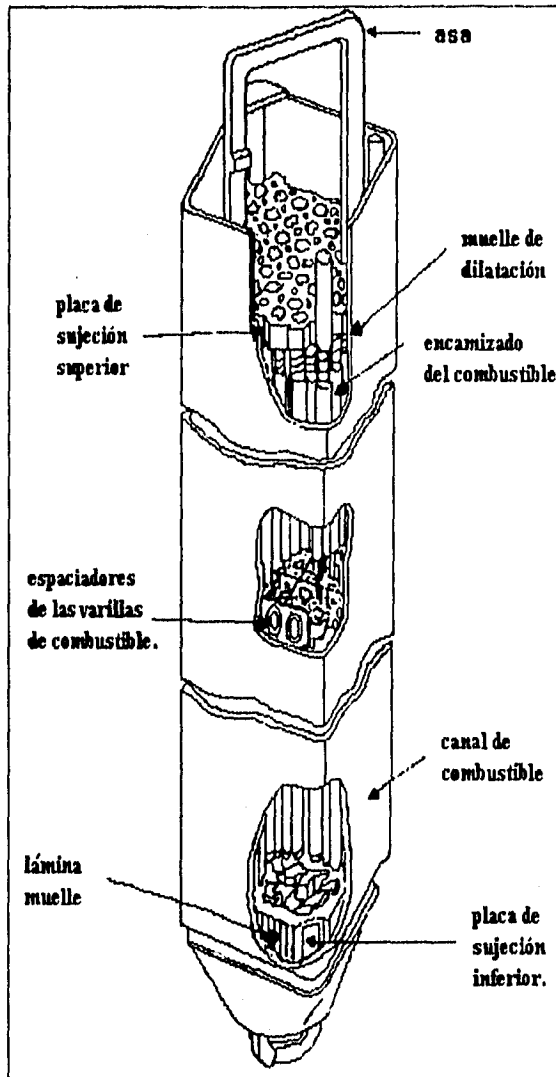


FIG.1-11.- Ensamble Combustible del Reactor BWR-5, [3]

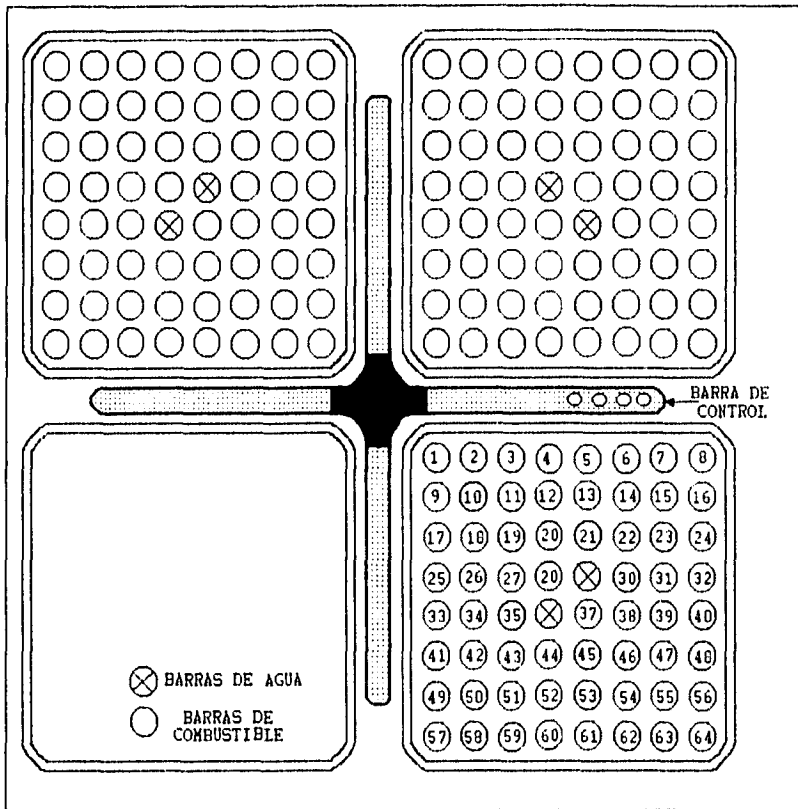


FIG.1-12.- Celda de Combustible y Barra de Control del Reactor BWR-5, [3].

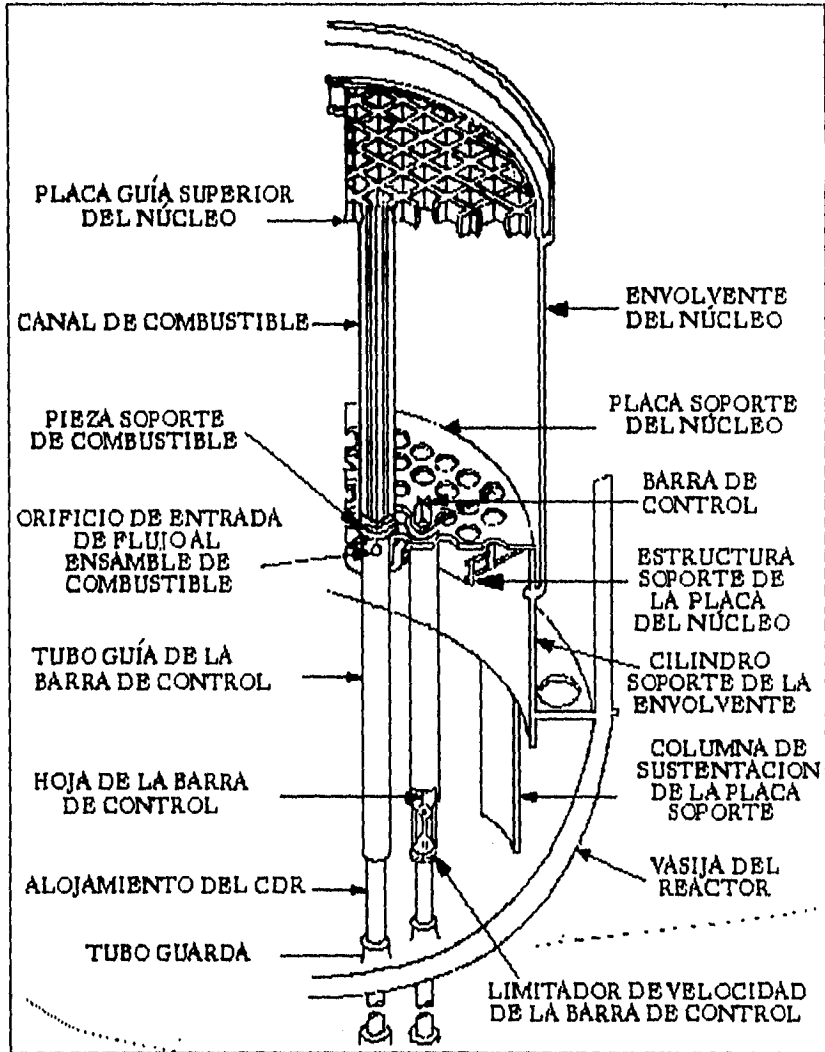


FIG. 1-13.- Arreglo de una Celda de Combustible en la placa soporte del núcleo del Reactor BWR-5, [3].

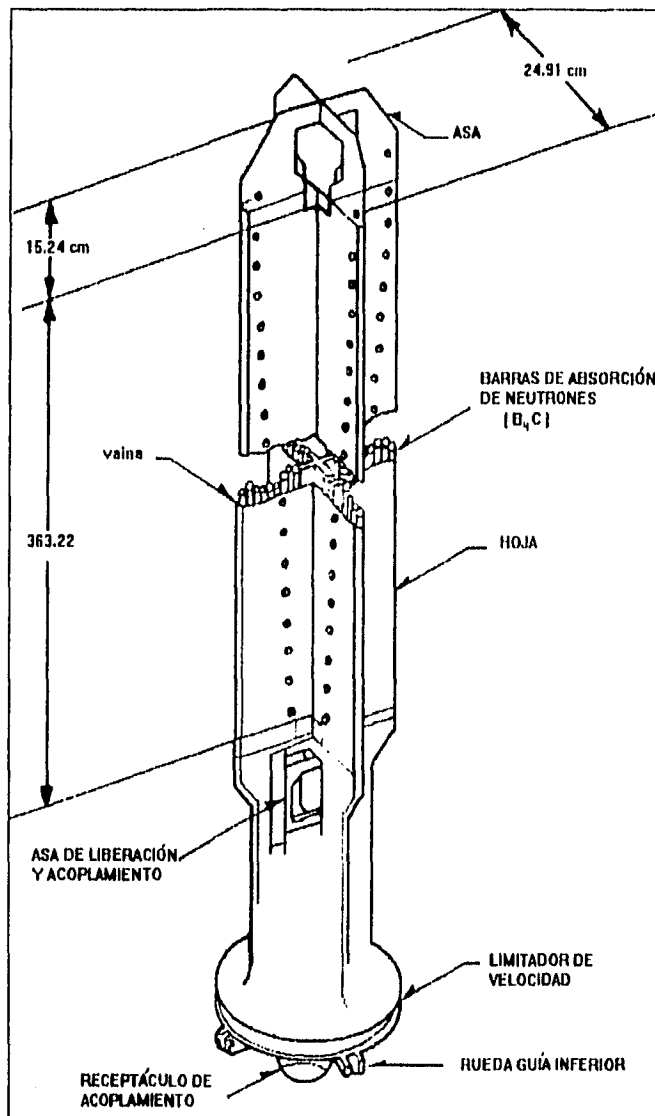
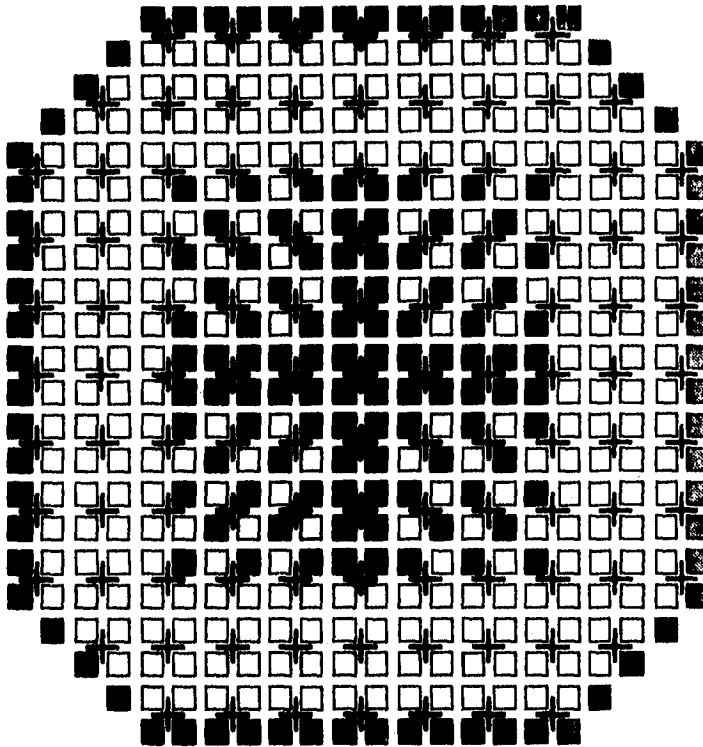


FIG.1-14.- Barra de control del reactor BWR-5, [3]



- 280 ensambles de alto enriquecimiento (3% de U-235)
- 68 ensambles de Uranio natural (0.711% U-235)
- 96 ensambles de medio enriquecimiento (1.76% de U-235)
- + 109 barras de control

FIG. 1-15. Diagrama de la carga inicial del combustible del núcleo del Reactor BWR-5, [2].

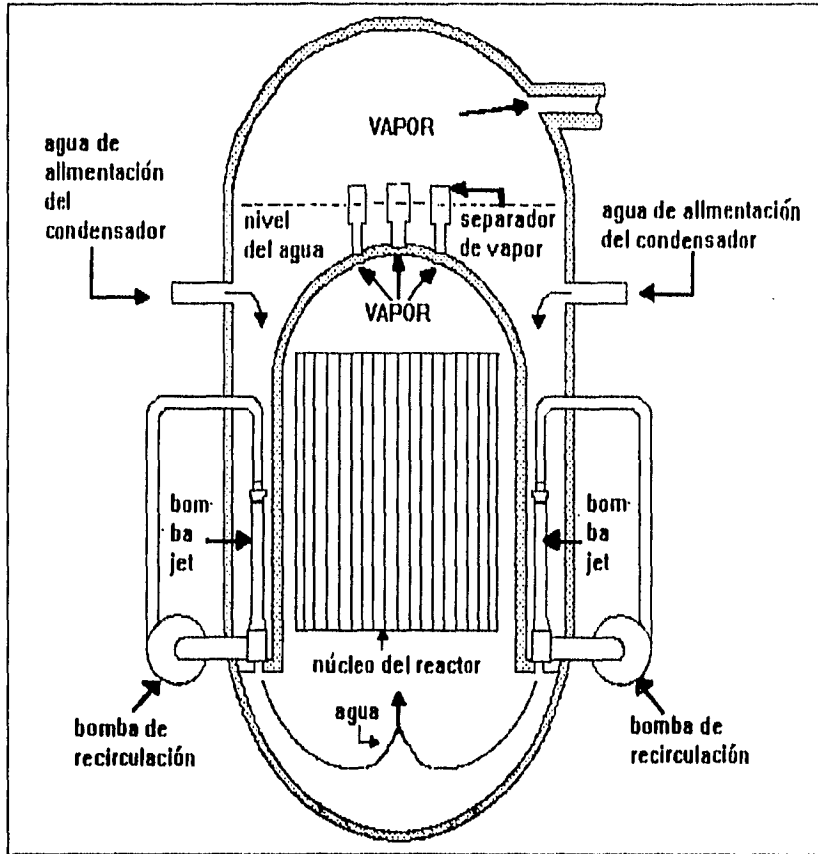


FIG. 1-16.- Sistema de refrigeración del reactor BWR-5, [3].

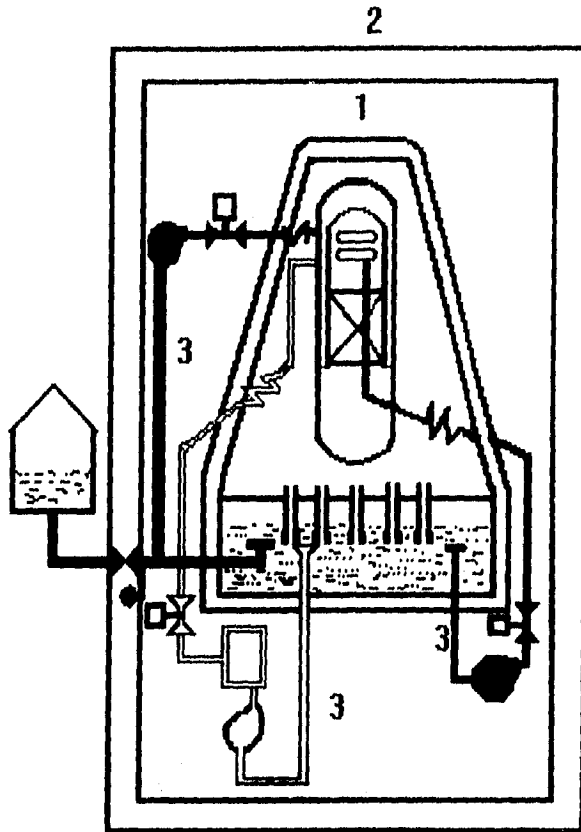


FIG. 1-17.- Sistemas de contención y Refrigeración, [2].

1. Edificio de contención Primaria.
2. Edificio de contención secundaria.
3. Sistema de refrigeración de emergencia.

CAPITULO 2

PRESENCIA DE Cs-137, Co-60 y Ni-63 , EN EL SISTEMA CERRADO DE AGUA DE ENFRIAMIENTO Y MODERADOR EN EL REACTOR NUCLEAR DE LAGUNA VERDE.

El propósito de este trabajo fue identificar como impurezas uno de los productos de fisión del U-235, el Cs-137, y dos productos de activación, el Co-60 y el Ni-63, en el sistema cerrado de agua de enfriamiento nuclear y moderadora de neutrones del reactor BWR-5

1) SISTEMAS DE TRATAMIENTOS DE DESECHOS RADIACTIVOS.

Los desechos radiactivos son **residuos nucleares** o materiales que contienen o están contaminados con radionúclidos o concentraciones o niveles de radiactividad, mayores a las señaladas por el organismo Regulador y para el cual no se prevé uso alguno, y se clasifican en residuos nucleares de:

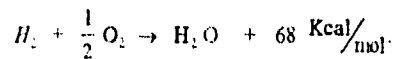
- a) **BAJO Y MEDIO NIVEL.** Son residuos operacionales, productos de activación y pequeñas fugas de productos de fisión que puedan salir a través de fisuras en los encamisados del núcleo del reactor.
- b) **ALTO NIVEL.** Son las barras de combustible quemados, las hojas de barras de control gastadas, cámaras de ionización y piezas grandes de equipo que tienen un alto nivel de actividad y contaminación. Estos desechos son almacenados en la alberca de combustible gastado, para su decaimiento, el cual puede ser de varios meses, posteriormente el material es trasladado fuera del sitio en contenedores blindados, diseñados especialmente para su confinamiento final o para su reprocesamiento en el caso del combustible gastado.

La Central nucleoelectrica de Laguna Verde, cuenta con una serie de sistemas de gran importancia, uno de ellos es el **SISTEMA DE TRATAMIENTO DE RESIDUOS RADIACTIVOS**, diseñado para controlar, coleccionar, procesar, manejar, almacenar, disponer y limitar la liberación de partículas radiactivas fuera de la planta de acuerdo con el criterio establecido en el 10 CFR 61 (titulo 10 del Código Federal de Regulaciones) Apéndice I.

La descarga de los residuos tratados se controla y monitorea para asegurar que cualquier descarga sea tan baja como razonablemente sea posible (criterio ALARA). Los productos de desecho se controlan y procesan según su estado físico:

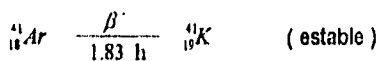
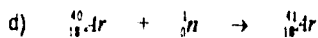
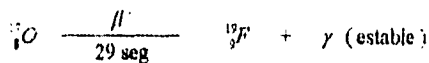
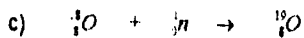
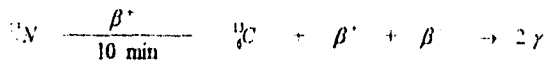
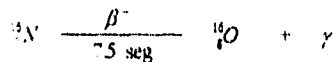
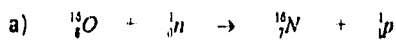
A) SISTEMAS DE TRATAMIENTO DE RESIDUOS NUCLEARES GASEOSOS (OFF-GAS).

- Permite el decaimiento de los productos radiactivos extraídos del condensador principal antes de ser descargados a la atmósfera.
- Minimiza y controla la liberación de gases radiactivos, retardando el paso de los isótopos radiactivos como el Kriptón, el Xenón y el Iodo (gases de fisión). Nitrógeno-13, Nitrógeno-16, Oxígeno-19 y Fluor-18 (gases de activación), lo suficiente para hacerlos decaer antes de descargarlos a la atmósfera.
- Recombina el hidrogeno radiolítico para reducir los riesgos potenciales de explosión, favoreciendo la reacción exotérmica (449 °C), con un catalizador de Platino en forma de esponja soportado en una estructura de Aluminio.



Los gases incondensables son extraídos continuamente del condensador principal mediante los eyectores durante la operación de la Central. Estos gases radiactivos proceden de la irradiación del refrigerante del reactor, o bien son productos de fisión. las reacciones típicas son:

- POR ACTIVACIÓN



NOTA .- El Argón proviene del aire disuelto en el agua que desde el depósito de almacenamiento de condensado es introducido al reactor por las bombas del CRD.

- PRODUCTOS DE FISIÓN

La presencia de productos de fisión en los gases no siempre indica defecto en las vainas de combustible. Algunos de los metales utilizados en los componentes estructurales de las vainas pueden contener pequeñas cantidades de uranio natural (aproximadamente 1 ppm) como impureza, que pueden desprenderse en un momento dado.

Los gases debidos a la liberación de productos de fisión por defectos en las vainas de combustible son función del número de vainas defectuosas, del tamaño de la fisura de dichas vainas y de la temperatura de las barras de combustible. Los productos de fisión liberados más importantes son:

- ^{136}Xe cuyo periodo de semidesintegración es 9.2 h.
- ^{84}Kr cuyo periodo de semidesintegración es 2.8 h
- ^{14}N cuyo periodo de semidesintegración es 8 días.

El sistema de tratamientos de desechos residuos esta constituido por dos canales independientes, donde la posibilidad de falla es despreciable y sus principales componentes por cada tren son.

- *Eyectores (2)*. Mantienen la concentración de hidrógeno menor al 4 % en volumen para evitar la formación de mezclas explosivas.
- *Pre calentadores (2)*. Aseguran que la mezcla entre sobrecalentada al recombinador.
- *Recombinador catalítico (2)*. Recibe la mezcla de gases, conteniendo además de los gases radiactivos el hidrógeno y el oxígeno radiolíticos producidos en el reactor por disociación del agua.
- *Condensador del off-gas (2)*. Separa el vapor de agua de los gases incondensables.
- *Tanques de decaimiento* (2)*. Son de tipo laberíntico, permiten el decaimiento de los isótopos radiactivos (Xe, Kr, N-13, N-16 y O-16).
- *Prefiltros (2)*. Eliminan todas aquellas partículas sólidas hijas de los descendientes radiactivos de los productos de fisión, y evitan el paso de partículas mayores de 0.3 micras con una eficiencia de 99.97 %.

- *Condensador enfriador* (2). Consiste en un tanque enfriador condensador separador de humedad y una máquina enfriadora de circuito cerrado, capaz de manejar el condensado del gas de proceso a todos los rangos de flujo especificados.
- *Separador de humedad* (2). Reducen un 99% o más la humedad contenida en el flujo de gases.
- *Secadores* (4). Reducen la concentración de humedad a menos de 1 ppm o a (-56 °C) punto de rocío, antes de que el gas entre a los tanques de carbón activado.
- *Preenfriadores* (2). Enfrian los gases a -17 °C (0 °F) al máximo flujo de diseño antes de introducirlos a las vasijas adsorbedoras de carbón.
- *Tanques de carbón activado** (4). Proporcionan un retraso del gas adsorbiendo los isótopos radiactivos durante 25 horas de decaimiento, y principalmente el Kriptón y el Xenón reteniéndolos 24 días para su decaimiento, resultando una reducción en la actividad de la mezcla de gases a la salida de los techos de carbón.
- *Recalentador** (1). Calienta los gases a temperatura ambiente para evitar condensaciones.
- *Prefiltros* (2). Retienen las partículas que aun pudieran llevar la mezcla de gases y las de carbón que puedan desprenderse de los lechos.
- *Monitores de radiación de proceso*. Este sistema de monitoreo de radiación toma de las siguientes partes una muestra de flujo de gas del proceso para indicar y registrar los niveles
 - a) Entrada de los tanques de decaimiento a través de la válvula.
 - b) Descarga de los tanques de decaimiento.
 - c) Entrada de los prefiltros.
 - d) Descarga del primer tanque de adsorción.
 - e) Descarga de los postfiltros.

(*) Elementos comunes a los canales.

Los gases incondensables extraídos por los eyectores son procesados a lo largo del sistema y la descarga de los desechos tratados se controla y monitorea para asegurar que cualquier descarga sea tan baja como razonablemente sea posible.

B) SISTEMAS DE TRATAMIENTO DE RESIDUOS NUCLEARES LÍQUIDOS.

La Central Laguna Verde, cuenta con un sistema de procesamiento de desechos radiactivos líquidos, constituido por un grupo de sistemas diseñados para coleccionar esencialmente todos los desechos potencialmente radiactivos producidos durante la

operación del reactor, los cuales mediante diversos procesos reducen la concentración de radionúclidos mejorando la calidad del agua permitiendo que ésta pueda ser usada nuevamente o bien pueda ser descargada al medio ambiente. Estos sistemas se designan como:

- **Sistema de drenes de equipo.** Cuenta con un tanque colector de desechos con capacidad de 17,000 gal y un tanque colector de demasías (waste surge tank) de 60.000 gal el cual sirve como respaldo del tanque colector de desechos. Ambos tanques reciben periódicamente líquidos de alta actividad y alta pureza (baja conductividad y bajo contenido de sólidos).
- **Sistema de drenes de piso.** Recibe periódicamente líquidos de mediana actividad y pureza intermedia (algo de contenido de sólidos).
- **Sistema de desechos químicos.** Procesa los desechos químicos consistentes en soluciones utilizadas para la limpieza química de equipos tales como filtros desmineralizadores, cuerpos de vapor, soluciones descontaminantes, desechos de laboratorios, fugas y muestreo de equipos que manejan soluciones químicas las cuales son colectadas en sumideros químicos. Las sustancias químicas más frecuentes son: el amonio, citrato, permanganato de potasio, ácido nítrico, hidróxido de amonio, acetona, boratos, fenoles y detergentes.
- **Sistema de desechos detergentes.** Cuenta con dos tanques de desechos detergentes que sirven para acumular los desechos nucleares de lavandería y desechos provenientes de las operaciones de descontaminación del personal y equipo.
- **Sistema de desechos regenerantes.** Procesa los desechos resultantes de la regeneración de las resinas de los desmineralizadores de condensado, de intercambiadores iónicos de drenes de piso y equipo, consiste en grandes volúmenes de ácido sulfúrico y sosa cáustica con alta conductividad.
- **Sistema preparatorio de solidificación.** Recolecta los desechos lodosos generados en la central productos de otros procesos y los envía al sistema de solidificación; este sistema comprende los siguientes equipos:
 - a) Separador de fase del RWCU.
 - b) Separador de fase de desechos lodosos.
 - c) Tanque de resinas gastadas.

Los medios de colección utilizados como estaciones de transferencia de los diferentes desechos líquidos son los sumideros colectores; situados estratégicamente en cada área en las cuales se encuentran equipos o componentes de sistemas que por causas inherentes a sus funciones puedan generar o verter al exterior líquidos potencialmente radiactivos.

También se cuenta con sumideros colectores de drenes de piso y de equipos radiactivos, los cuales reciben líquidos contaminados de aceite u otras sustancias no radiactivas pero

que por su condición podrían causar contaminación al medio ambiente si se liberaran en forma incontrolada.

Los sumideros descargan al edificio de desechos radiactivos a los separadores de aceite y al sistema de drenaje pluvial.

C) SISTEMAS DE TRATAMIENTO DE RESIDUOS NUCLEARES SÓLIDOS

El sistema de desechos sólidos está diseñado para:

- coleccionar, procesar, envasar en bidones, almacenar y preparar para transporte fuera de sitio los sólidos procedentes de los sistemas de limpieza del agua del reactor (RWCU) de las piscinas de supresión y de combustible, de desmineralización de condensado y de desechos radiactivos.
- Manipular desechos secos tales como herramientas inservibles o elementos que resulten contaminados y su descontaminación no resulte rentable o eficaz
- Manejar a control remoto los lodos de filtros, resinas gastadas, concentrados de evaporadores y filtros de cartucho de tal forma que el personal de planta se mantenga dentro de los límites permitidos por el 10 CFR 20.

Los residuos nucleares se coleccionan y clasifican según las categorías establecidas por la 10 CFR 60 y 61, depositándose en contenedores que son colocados en zonas apropiadas alrededor de la planta según lo requiera el volumen de desechos generados durante la operación y mantenimiento.

Los contenedores llenos son sellados y trasladados al almacén de bidones para su decaimiento y posteriormente se confinan según su clasificación fuera del sitio.

2) FISIÓN NUCLEAR (4).

Por fisión se entiende la ruptura del núcleo de un elemento pesado en dos fragmentos, con la simultánea emisión de neutrones, fotones y raras veces con la emisión de partículas α . (figura 2-1). La fisión ha sido producida en algunos núclidos pesados (U-235, U-238 y Th-232) por irradiación con neutrones, protones, deuterones, partículas α y rayos γ de alta energía. Más recientemente se ha encontrado que elementos tales como Tantalio, Platino, Talio, Plomo y Bismuto, sufren fisión cuando son irradiados con deuterones de 200 MeV y partículas α de 400 MeV. Por mucho, la más importante y común resulta la fisión inducida con neutrones del U-235, así como la del Pu-239 que pueden ser fisionados por neutrones térmicos o rápidos, mientras que las fisiones del Th-232, Pa-231 y U-238 presentan una mayor probabilidad de ocurrencia con neutrones rápidos.

Existen también radisótopos de gran número de masa cuya inestabilidad se manifiesta por medio de la fisión espontánea, tales como el Cf-252 y el Fm-256. Ahora bien, la repartición de la masa de un núcleo pesado en dos partes, con la simultánea emisión de neutrones, fotones y rara vez de partículas alfa, puede ocurrir de muy diversas maneras y son conocidos un gran número de productos de fisión. Así por ejemplo, en el caso de la fisión del U-235 con neutrones lentos, se encuentran productos que van desde un número de masa $A = 72$ hasta $A = 158$, y desde un número atómico $Z = 30$ correspondiente al Zinc, hasta $Z = 63$ del Europio. Debido a que el número de neutrones requerido para la estabilidad es mucho más grande en la región de los elementos pesados que en la región de los elementos de fisión, cuando éstos son producidos presentan un exceso de neutrones en relación a los isótopos estables de los mismos elementos, razón por la cual tienden a la estabilidad por medio de sucesivos decaimientos β^- , que también corresponden a diversos estados de excitación y la consecuente emisión de rayos γ .

Si trazamos una gráfica de los números de masa obtenidos de los productos de una fisión característica, contra el porcentaje que se conoce como rendimiento de cadenas de productos de fisión, obtendremos una gráfica específica (figura 2-2), según el material fisiónable, la naturaleza y energía de las partículas que causan la fisión. Numerosas mediciones de los fragmentos de fisión han hecho posible construir la gráfica de la figura 2-2. La abundancia del fragmento de fisión se representa verticalmente a escala logarítmica y el número de masa A se representa horizontalmente a escala uniforme. La curva se eleva con rapidez entre $A=75$ y 90 y desciende igualmente de prisa entre $A=145$ y 160 . Los valores más probables para los números de masa de los dos fragmentos son 95 y 139 con un mínimo de 0.1 de 1% para $A=117$, [5]. Estas gráficas se trazan en la forma descrita y no en función de cada elemento obtenido, porque en la práctica no resulta posible determinar el número atómico de los fragmentos, debido a que los decaimientos β^- en las cadenas se realizan con una vida media extremadamente corta, pero en cambio, sí resulta posible determinar el número de masa que permanece, a través de sucesivos decaimientos β^- en las cadenas de isótopos radiactivos originados por la fisión de núcleos pesados.

Cuando es capturado un neutrón lento o rápido por un núcleo del U-235 (que contiene 92 protones y 143 neutrones), los dos fragmentos de fisión, así como los neutrones, se separan con una cantidad enorme de energía cinética. Esta liberación de energía se ilustra mejor por medio de la gráfica de la figura 2-3, donde el número de fragmentos de fisión se representa en la vertical y su energía cinética en MeV se traza horizontalmente. El resultado es una curva de doble pico con máximos en 67 y 100 MeV. Aunque la probabilidad mayor es para la partícula de 100 MeV, las áreas bajo los dos picos representan los números totales de partículas producidas y éstos son aproximadamente iguales.

Cuando los núcleos del U-235 experimentan fisión como resultado de la captura del neutrón lento, el número medio de neutrones liberados se encuentra que es de 2.5 neutrones por fisión. Algunos pueden producir hasta cinco neutrones, pero dos o tres son los números más probables. Cuando se miden las energías cinéticas iniciales de los neutrones instantáneos, se obtiene una gráfica como la que se muestra en la figura 2-4. Aunque la probabilidad máxima es para un neutrón de 0.7 MeV, la energía media es

aproximadamente 2.0 MeV. El promedio de la energía del rayo γ emitido en la fisión del U-235 es aproximadamente de 23 MeV. [5].

Actualmente, la reacción de fisión nuclear es empleada, en los reactores nucleares para la generación de energía eléctrica. La reacción principal para este propósito es la que un núcleo de U-235 se fisiona con un neutrón. El núcleo se divide en dos fragmentos, liberándose también una enorme cantidad de energía y varios neutrones (figura 2-1). Bajo condiciones apropiadas, estos neutrones producidos pueden reaccionar con otros átomos de U-235 y entonces dar lugar a una reacción en cadena (figura 2-5), que continúa tanto tiempo como existan núcleos de U-235 en condiciones de reaccionar.

La fisión del U-235 tiene dos importantes características; una de éstas es que bajo ciertas condiciones adecuadas una fisión puede inducir otras y así sucesivamente, o sea que se puede lograr una reacción en cadena autosostenida. La otra característica es que cada fisión de U-235 libera una cantidad enorme de energía si la comparamos con la energía liberada en otras reacciones, sean éstas nucleares o químicas. La energía liberada en una reacción de fisión es convertida a energía eléctrica en la planta nuclear. Para calcular la energía liberada en la fisión de un núcleo de U-235 tomaremos como ejemplo los fragmentos de fisión Ba-144 que contiene 56 protones y 88 neutrones, y Kr-89 que contiene 36 protones y 53 neutrones, produciéndose tres neutrones extra. Los fragmentos de fisión son inestables y por lo tanto sufren un decaimiento radiactivo. En este decaimiento algunos de los neutrones del núcleo se convierten en protones que permanecen en el núcleo y en electrones que son emitidos de los núcleos como radiación beta. Por ejemplo, en el Ba-144, cuatro neutrones son convertidos en protones, convirtiéndose en Nd-144 como producto final y en el Kr-89 tres neutrones se convierten en protones, dando un núcleo de Y-89 como producto final.

Los núcleos indicados en los reactivos y productos con sus masas atómicas en una. Debe notarse que la masa de los productos es menor que la de los reactivos. Para hacer el cálculo no es necesario incluir la masa de los electrones emitidos ya que éstos retornan como electrones orbitales rodeando al núcleo del átomo. El cálculo se representa a continuación:

Reactivos	→	Productos
U-235 + neutrón →		Nd + Y + 3 neutrones
<u>235.043915 + 1.008665 →</u>		<u>143.910039 + 88.905871 + 3.025995</u>
Total 236.052580 uma→		235.841905 uma

$$\text{Diferencia} = 0.210675 \text{ uma.}$$

La reducción de la masa se puede convertir a la energía liberada en la reacción aplicando la equivalencia entre masa y energía.

$$\Delta E = 931.5 \Delta m$$

Donde: Δm = cambio de masa, en este caso 0.210675 uma
 ΔE = energía liberada en MeV.

Sustituyendo:

$$\Delta E = 931.5 \text{ (MeV/ uma)} \times 0.210675 \text{ uma} = 196.2 \text{ MeV}$$

El promedio general de energía liberada en cualquier tipo de fisión U-235 es de 200 MeV.

Los átomos de U-235 pueden sufrir fisión bajo una serie de formas de las cuales la reacción mostrada es solamente una. En la figura 2-6 se muestra la producción promedio de partículas y energía a partir de la fisión de U-235 en todas las formas posibles. En la reacción de fisión primaria mostrada en la parte superior de la figura, el núcleo de U-235 se divide en dos partes, dos productos de fisión radiactivos a la vez que aparecen varios neutrones rápidos (2.418 en promedio) y radiación gamma. Uno de estos neutrones es empleado para mantener la reacción de fisión. Los otros neutrones pueden ser utilizados ya sea para lograr otras reacciones nucleares deseadas o pueden perderse por fuga del reactor o por ser capturados por elementos presentes en el reactor generando productos de desecho indeseables.

En seguida de la reacción primaria, los productos radiactivos de fisión sufren desintegración radiactiva, emitiendo partículas beta y rayos gamma retardados quedando finalmente como productos de fisión estables. Dado que los productos de fisión radiactivos tienen vidas fluctuando desde menos de un segundo a millones de años, la emisión de partículas beta y rayos gamma tiene lugar a lo largo de un gran período después que el reactor ha dejado de operar, pero a una velocidad decreciente.

La energía total liberada en la fisión es la suma de las energías asociadas con las diferentes partículas mostradas en la figura 2-6, es decir de 196 a 205 MeV. Aproximadamente 5 MeV debido a rayos gamma que escapan del reactor y no son utilizados; nominalmente, se pueden considerar 200 MeV de energía por fisión, esto corresponde aproximadamente a 35.2×10^9 BTU por libra o 0.95 MWd de energía por gramo de U-235 que sufre fisión. Además, algo de U-235 es consumido sin fisionarse ya que reacciona con neutrones para formar U-236. Cuando se toma en cuenta esta reacción, la energía liberada es aproximadamente de 30.14×10^9 BTU por libra o 0.81 MWd por gramo de U-235 consumido. Esto es equivalente aproximadamente a 2 millones de veces la energía liberada en la combustión de la misma masa pero de carbón. [3].

3) PRODUCCIÓN DE Cs-137 EN LOS ELEMENTOS COMBUSTIBLES DEL REACTOR

El radisótopo Cs-137, se genera de manera espontánea como producto de fisión del combustible nuclear, al igual que los otros radisótopos producidos por la fisión del U-235, los cuales quedan dentro de las vainas de Zircaloy, contaminan los elementos

combustibles, generando más actividad asociada y produciendo mayor cantidad de calor. El esquema de desintegración del Cs-137 se presenta en la figura 2-7.

Datos experimentales obtenidos en el Reino Unido [6] sobre las actividades asociadas con los ensambles de combustibles en reactores PWR Y BWR, están dados en la TABLA 2-4, [7].

Debido a que las condiciones de operación en un reactor, son a elevada radiación y altas temperaturas, los encamisados y ensambles contenedores del combustible se elaboran con materiales especiales y se vigilan constantemente, una de la formas es el análisis del agua de enfriamiento y moderador que circula a través del núcleo del reactor en un circuito cerrado, esta agua es de alta pureza química y no debe contener ningún producto de fisión, ya que de ser así significaría que alguna de las vainas ha sufrido alguna fisura o daño considerable y ya no cumple con su función de contenedor hermético como se explicó en el capítulo 1, permitiendo la fuga de los productos de fisión, contaminando el sistema de enfriamiento, para evitar tal situación las vainas, los encamisados, los tubos, los soportes, y la vasija son elaborados con materiales especiales bajo un estricto control de calidad. La composición química de los componentes de las instalaciones de un reactor nuclear se mencionan en el inciso siguiente.

4) COMPOSICIÓN QUÍMICA DE LOS COMPONENTES UTILIZADOS EN LAS INSTALACIONES DEL NÚCLEO DEL REACTOR [8].

Los reactores, BWR de agua a alta temperatura se construyen principalmente utilizando aceros al carbón, aceros inoxidable con aleaciones a base zirconio, níquel y pequeñas cantidades de cobalto (Tabla 2-1) de la siguiente manera:

- a) En el núcleo: los encamisados de combustibles son aleaciones de zirconio (Zircaloy-2); los espaciadores y canales de combustible son de Zircaloy-4 (con aleaciones de cobalto y níquel); los soportes de las bombas jet son de aleaciones de acero inoxidable, los tubos de las barras de control y las válvulas de baja presión son de acero inoxidable. estas últimas con una capa de acero inoxidable autógeno. Tabla 2-2.
- b) Las tuberías fuera del núcleo (circuito refrigerante del reactor): están construidas de acero inoxidable. Tabla 2-2.
- c) La vasija: sus paredes están construidas de acero al carbón con un espesor de 14 cm., recubiertas con un plaqueado interno de 0.5 cm. de acero inoxidable. Tabla 2-2.

Estos materiales sufren corrosión a una baja velocidad formando una capa de óxido que al mismo tiempo liberan hacia el refrigerante, en el cual se disuelve una parte proporcional y la otra la deposita en las paredes del núcleo del reactor. Estos óxidos son activados dentro del núcleo con los neutrones térmicos, el agua del refrigerante los transporta fuera de él depositándolos sobre las superficies de las tuberías. Tabla 2-3.

Los óxidos de interés en este capítulo, son los formados por los isótopos naturales Co-59 y el Ni-62, debido a que al encontrarse como componentes de los aceros que constituyen

las tuberías que conducen el agua de enfriamiento y moderador, y ofrecer secciones eficaces de 18.7 barns el Co-59 y 14.2 barns el Ni-62 [7], se llevan a cabo con los neutrones y los óxidos correspondientes, las reacciones nucleares de activación que se presentaron en la página anterior.

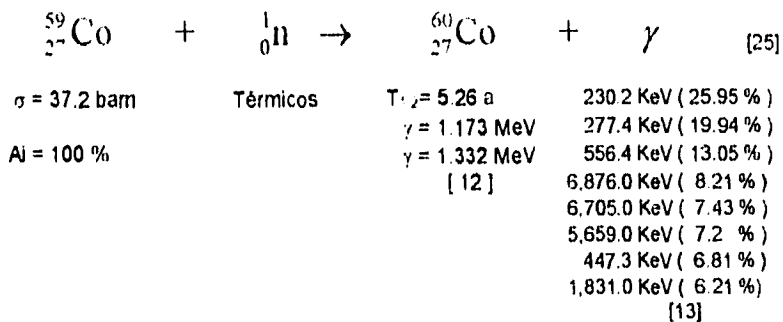
Como podemos ver el Co-60 y el Ni-63 son dos radisótopos que siempre formarán parte de los lodos que se obtienen al lavar las tuberías del sistema cerrado de agua de enfriamiento, sus esquemas de desintegración se presentan en las figuras 2-8 y 2-9 respectivamente.

En este trabajo de tesis se determinaron las concentraciones del Cs-137 como producto de fisión y del Co-60 y el Ni-63 como productos de activación (ver capítulo 3), en cuatro muestras de lodos que se obtuvieron del lavado de las tuberías del sistema cerrado de agua de enfriamiento del reactor nuclear BWR-5 de Laguna Verde y una muestra de las resinas de uno de los filtros desmineralizadores durante la parada del reactor para la recarga de abril de 1993, con el propósito de clasificarlos como desechos radiactivos según la categoría establecida por la Comisión Nuclear Reguladora de USA. (10 CFR-60 y 61)

5) PRODUCCIÓN DE Co-60 Y NI-63 EN EL SISTEMA CERRADO DE AGUA DE ENFRIAMIENTO Y MODERADOR DEL REACTOR.

El Co-60 y el Ni-63 se generan por activación neutrónica al encontrarse el Co-59 y el Ni-62 como componentes de los materiales que contiene el combustible nuclear en el núcleo del reactor, también son componentes de los aceros de los que están constituidos los tubos por donde circula el fluido refrigerante y moderador.

REACCIONES DE ACTIVACIÓN FORMADORAS DE Co-60 Y EL NI-63



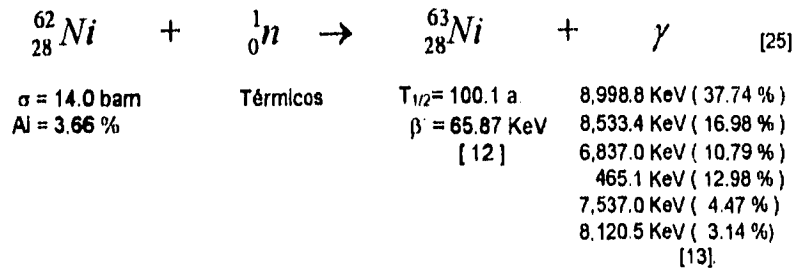


TABLA 2-1

SUMARIO DE PESOS DE LOS COMPONENTES DE LOS ENSAMBLES DEL COMBUSTIBLE
(en Kg. por cada tonelada de metal pesado de U o Pu) [8].

MATERIALES	BWR (USA)	EN:
Zircaloy (2 y 4)	263	Kg./ ton
Acero Inoxidable	44	Kg./ ton
Inconel	27	Kg./ ton

TABLA 2-2

PROPIEDADES DEL ZIRCALOY, ACERO INOXIDABLE Y ALEACIONES DE INCONEL USADAS EN LOS ELEMENTOS
COMBUSTIBLES [9].

	ZIRCALOY-2	ZIRCALOY-4	ACERO INOXIDABLE 304	INCONEL 718	INCONEL 600
Elementos químicos	Sn: 1.2-1.7 % Fe: 0.07-0.20 % Cr: 0.05-0.15 % Ni: 0.03-0.08 % Zr: El resto	Sn: 1.2-1.7 % Fe: 0.18-0.24 % Cr: 0.07-0.13 % Ni: 0.007 % max. Zr: El resto	Cr: 18-20 % Ni: 8-10 % Mn: 2 % Si: 1 % Fe: El resto.	Ni: 50-55 % Cr: 17-21 % Mo: 2.8-3.3 % Nb: Ta: 4.7-5.5 % Co: 1 % max. Ti: 0.65-1.15 % Al: 0.2-0.8 % Si: 0.35 % Mn: 0.35 % Cu: 0.3 % Fe: El resto	Ni: 72 % min. Cr: 14-17 % Fe: 6-10 % Mn: 1 % max. Si: 0.5 % max. Cu: 0.5 % max. S: 0.015 % max. C : 0.15 % max.
Densidad	6.55 g /cm ³	6.55 g /cm ³	8.0 g /cm ³	8.21 g /cm ³	8.43 g /cm ³
Rango de fusión	1800-1850 °C	1800-1850 °C	1400-1450 °C	1260-1335 °C	1354-1413 °C

TABLA 2-3

ACTIVACIÓN ESPECIFICA DE NUCLIDOS (kCi / t, en las aleaciones) EN LOS MATERIALES DE DESECHO DE LOS REACTORES DE AGUA LIGERA, EN DIFERENTES TIEMPOS DE ENFRIAMIENTO, [10].

MATERIAL	NUCLIDO	TIEMPO DE ENFRIAMIENTO (años)						
		1	3	10	25	100	500	1000
		kCi / t	kCi / t	kCi / t	kCi / t	kCi / t	kCi / t	kCi / t
Zircaloy-4	Zr-95	2.70	<0.001	-	-	-	-	-
	Nb-95	5.50	<0.001	-	-	-	-	-
	Mn-54	0.05	0.02	<0.000	-	-	-	-
	Fe-55	0.44	0.26	1	<0.001	-	-	-
	Sb-125	0.14	0.08	0.04	<0.001	-	-	-
	Te-125m	0.06	0.04	0.01	<0.001	-	-	-
	Co-60	2.20	0.69	0.01	0.09	-	-	-
					0.68			
	TOTALES	11.1	2.09	0.74	0.09	-	-	-
Acero Inoxidable (AISI 321)	Mn-54	23.0	4.6	0.02	-	-	-	-
	Fe-55	298.0	78.0	30.00	0.63	-	-	-
	Co-60	110.0	85.0	34.00	4.70	0.001	-	-
	Ni-63	6.20	6.1	5.80	5.30	3.10	0.19	0.006
	Ni-59	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04
	TOTALES	437	173	69.86	10.67	3.14	0.23	0.05
Inconel 718	Co-58	25.0	0.02	-	-	-	-	-
	Ta-182	268.0	3.30	-	-	-	-	-
	Mn-54	5.5	1.10	<0.004	-	-	-	-
	Fe-55	79.0	47.0	7.80	0.17	-	-	-
	Co-60	110.0	85.0	34.0	4.70	0.000	-	-
	Ni-63	33.0	33.0	31.0	28.0	2	1.0	0.03
	Ni-59	0.2	0.20	0.2	0.2	17.00	0.2	0.20
						0.2		
	TOTALES	521	170	73	33	17.2	1.2	0.23
Inconel 750	Co-58	35.0	0.03	-	-	-	-	-
	Ta-182	48.0	0.59	-	-	-	-	-
	Mn-54	2.1	0.41	0.001	-	-	-	-
	Fe-55	31.0	19.0	3.1	0.07	-	-	-
	Co-60	110.0	85.0	34.0	4.7	0.000	-	-
	Ni-63	45.0	44.0	42.0	38.0	2	1.4	0.04
	Ni-59	0.3	0.3	0.3	0.3	23.0	0.3	0.3
					0.3			
	TOTALES	271	149	79	43	23.3	1.7	0.34

1 Ci = 3.70×10^{10} Bq.

TABLA 2-4

PORCENTAJES DE INVENTARIOS DE VARIOS NÚCLIDOS QUE SE ASOCIAN CON EL COMBUSTIBLE EN LOS ENCAMISADOS PARA DAR LAS ACTIVIDADES OBSERVADAS.[7].

(Suponiendo que no hay difusión de cualquier núcleo fuera del combustible)

VAINAS DE ZIRCALOY	NÚCLIDOS	PWR			BWR
		KWO 1	KWO 2	KWO 3	KRB
	H-3	32.5	43.3	29.7	23.0
	Co-60	0.56	0.087	0.021	0.18
	Sr-90	0.14	0.12	0.066	0.072
	Ru-106	1.10	0.41	0.42	0.36
	Sb-125	3.94	8.2	4.05	0.93
	Cs-134	0.13	0.11	0.021	0.063
	Cs-137	0.19	0.17	0.073	0.11
	Ce-144	0.18	0.10	0.39	0.047
	Pu-239	0.016	0.025	0.0032	0.0085
	Pu-239	0.044	0.061	0.0042	0.023

KWO = Kernkraftwerk Obrigheim.

KRB = Kernkraftwerk RWE Bayernwerk Gundremmingen.

SECCIÓN DE FIGURAS

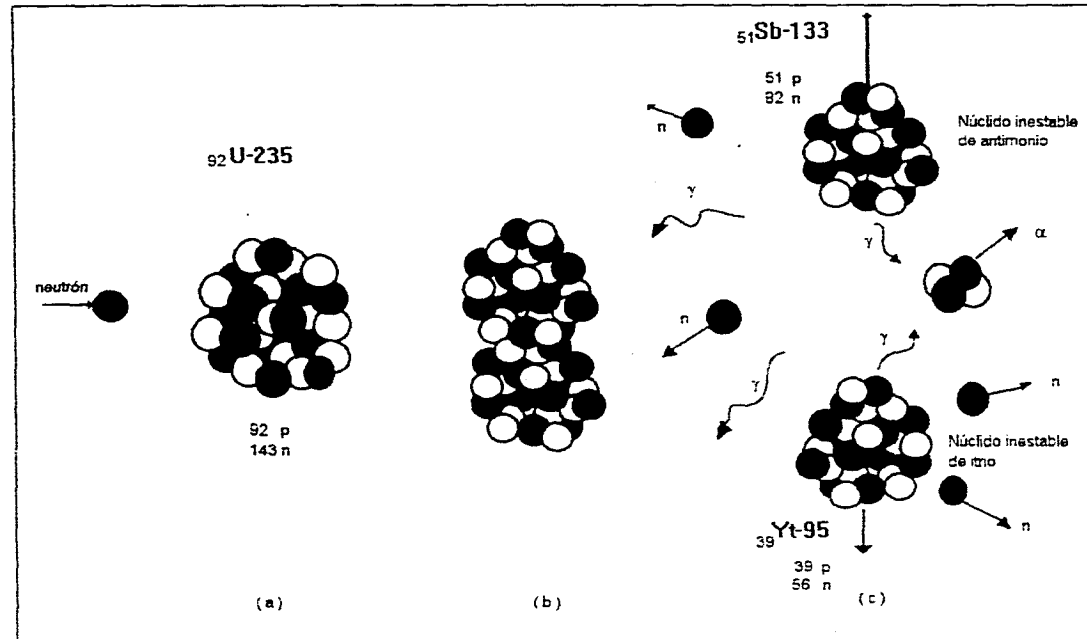


FIG. 2-1.- Fisión del núcleo de uranio en dos núclidos inestables, cuatro neutrones, cuatro rayos gamma y un rayo alfa.

(a) U-235 capturando un neutrón de movimiento lento.

(b) El núcleo recién formado es inestable e inicia la separación en dos partes casi iguales.

(c) Par de masa ligeramente desigual, acompañada de uno a cinco o más neutrones, [5].

Log. % productos de fisión

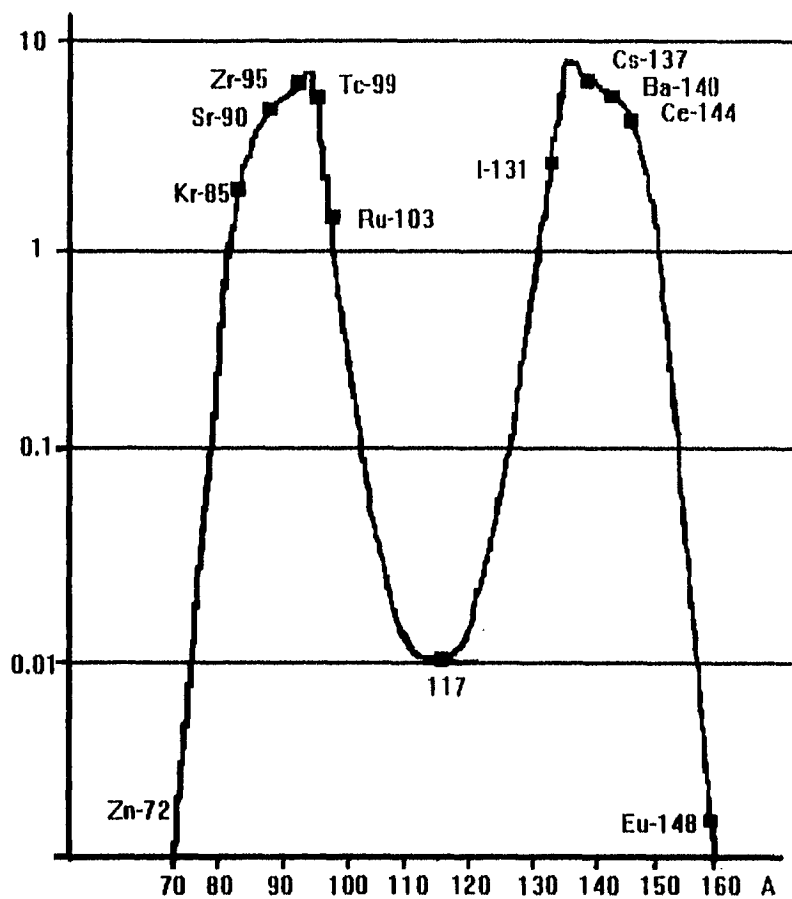


FIG. 2-2.- Rendimiento de productos de fisión del U-235 con neutrones lentos, [4].

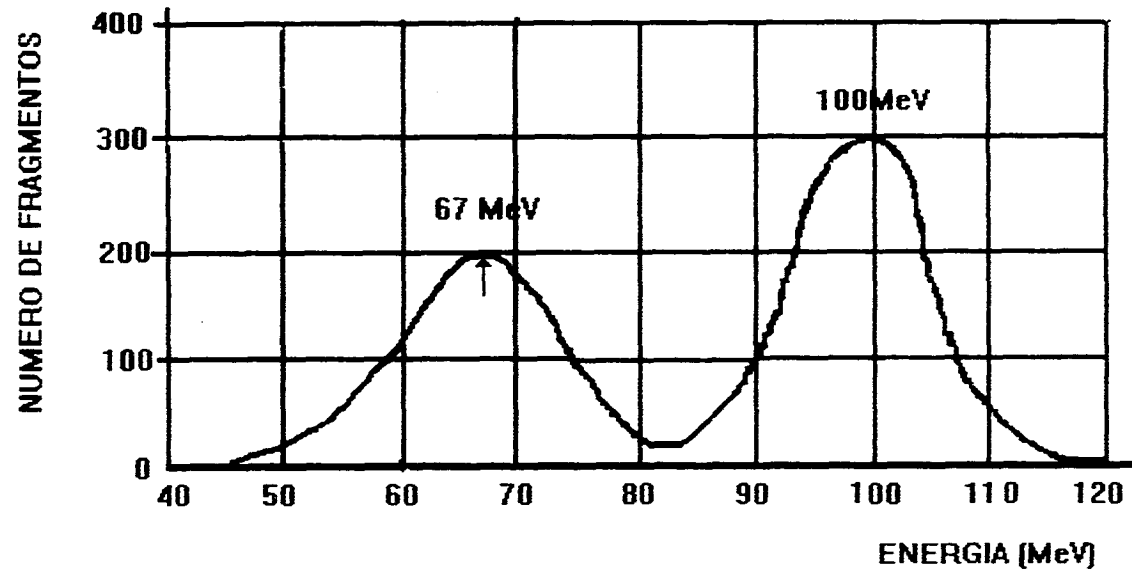


FIG.2-3.- Gráfica de las energías de los fragmentos de fisión del uranio 235. [5].

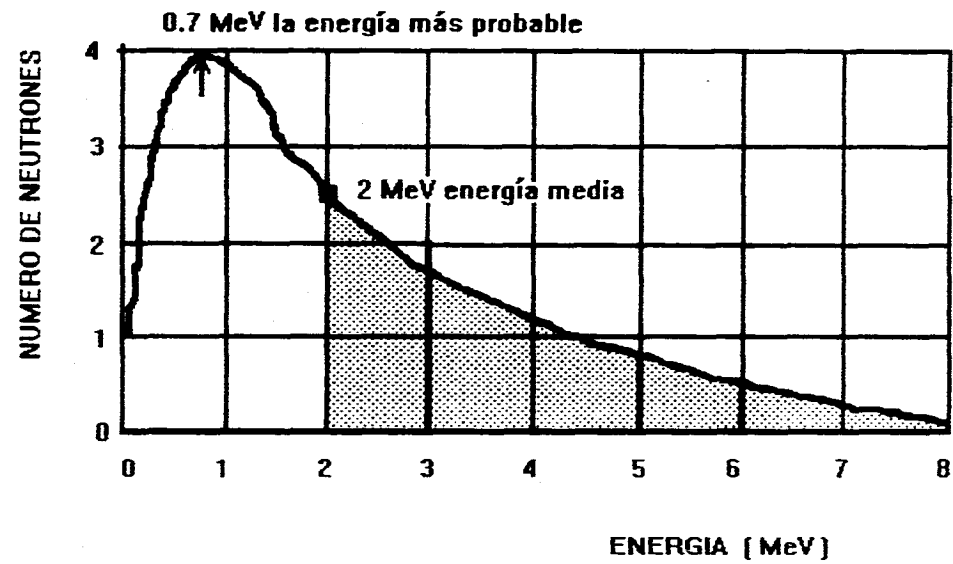


FIG. 2-4.- Gráfica de las energías de neutrones instantáneos en la fisión del uranio, [5].

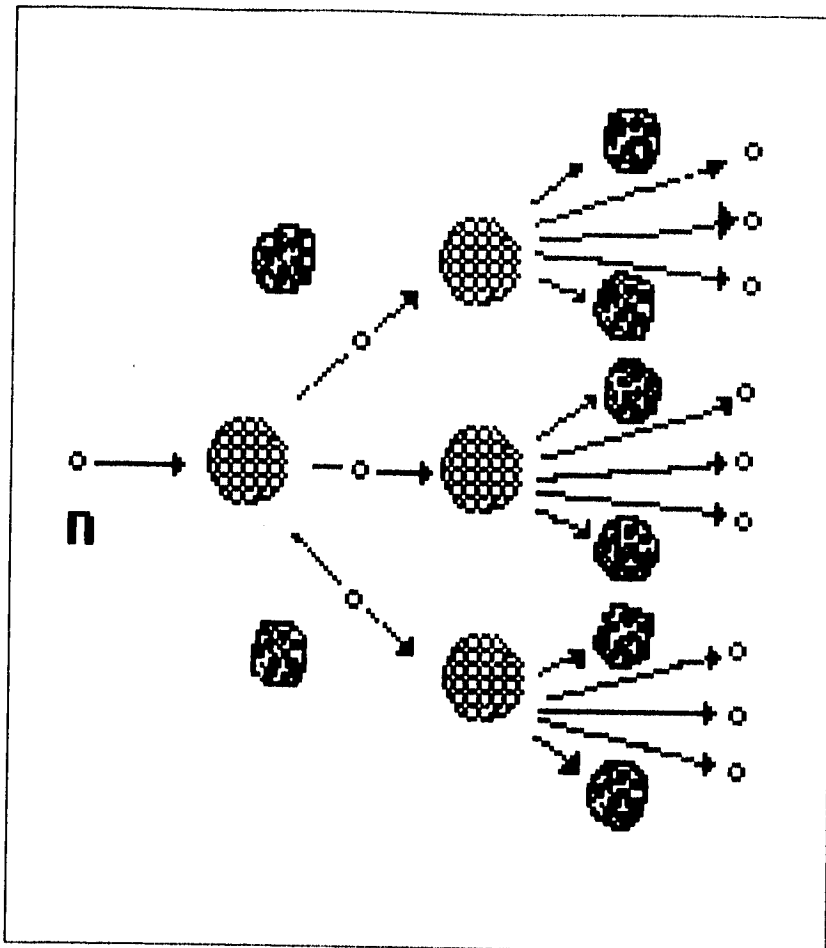


FIG. 2-5.- Reacción nuclear en cadena. [11].

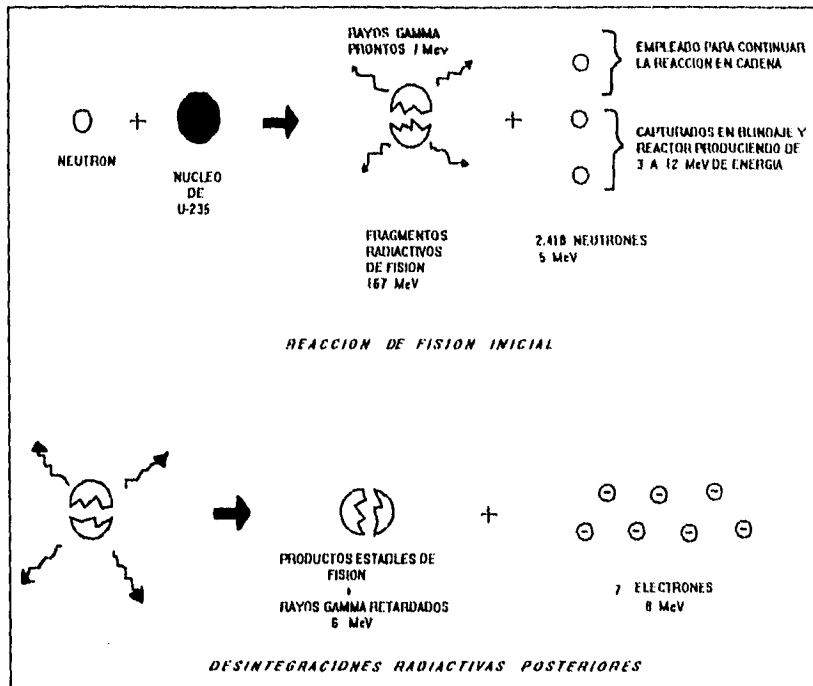


FIG. 2-6.- Producción promedio en la fisión de U-235, [3].

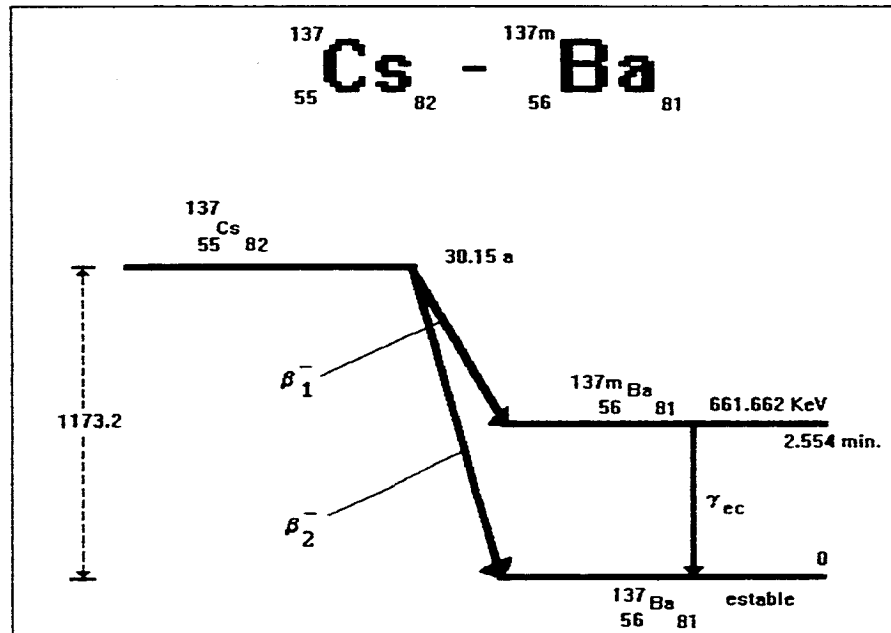


FIG. 2-7.- Esquema de desintegración del Cs-137, [12]

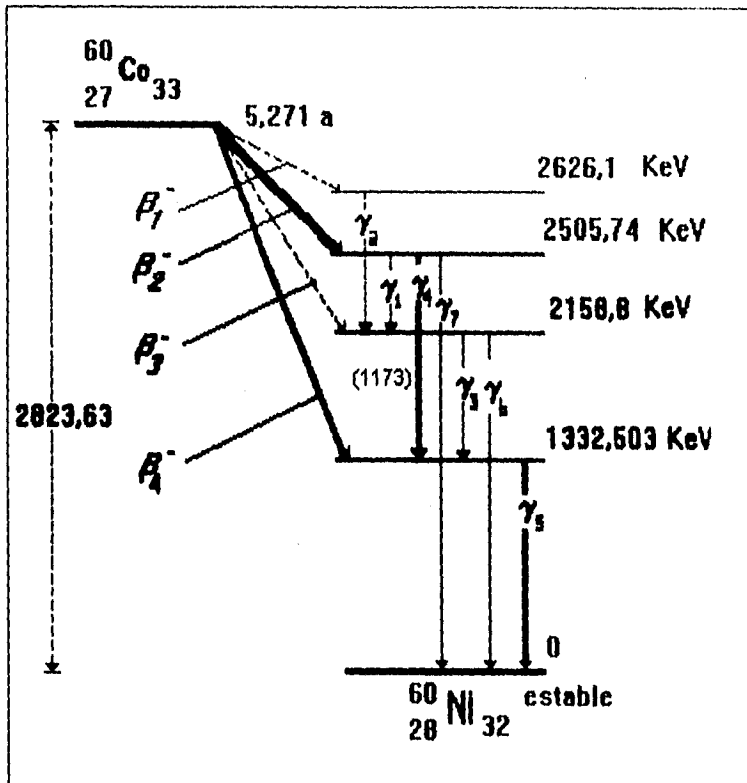
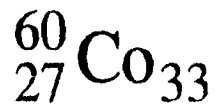


FIG. 2-8.- Esquema de desintegración del Co-60, [12]

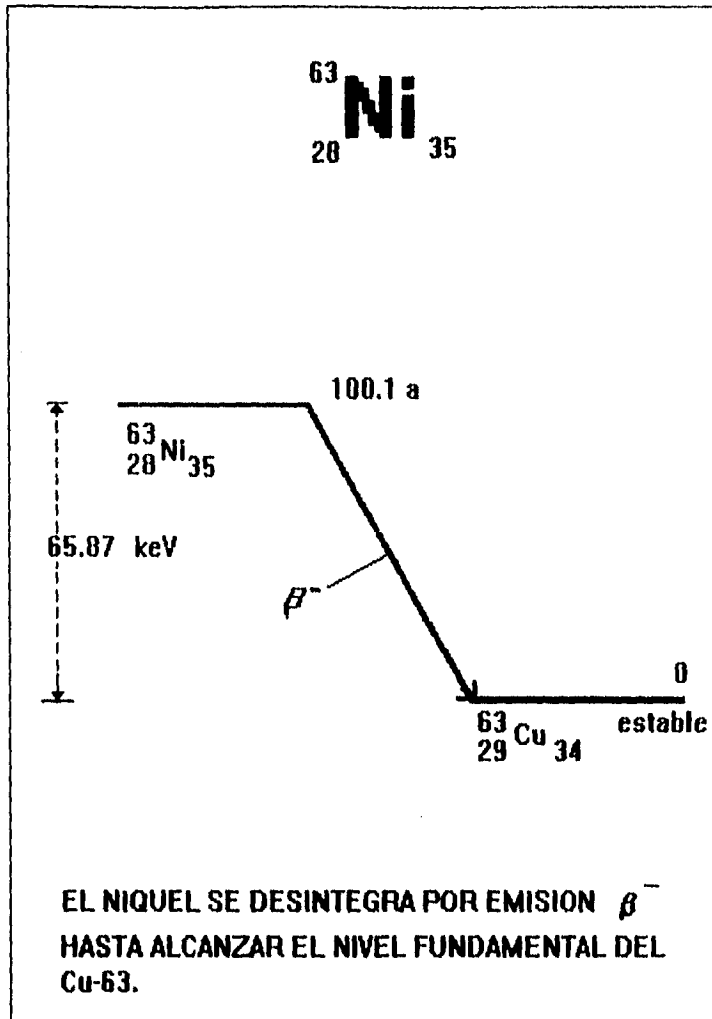


FIG. 2-9.- Esquema de desintegración del Ni-63, [12].

CAPITULO 3

**DETERMINACIÓN DE LOS CONTAMINANTES Co-60, Cs-137 Y Ni-63
EN UNA RESINA INTERCAMBIADORA Y EN CUATRO LODOS
PROVENIENTES DE LA LIMPIEZA DE LOS CIRCUITOS PRIMARIO Y
SECUNDARIO DEL REACTOR DE LAGUNA VERDE.****1) CICLO TERMODINÁMICO, [3].**

El fluido principal en una planta nuclear es el agua, que debe ser de alta pureza química: el agua actúa como moderador para hacer más eficiente el empleo del uranio y es el medio de enfriamiento del núcleo, transporta la energía a la turbina donde se convierte en energía eléctrica y regresa al reactor para enfriar al núcleo y transportar energía y así sucesivamente en forma cíclica. El agua sigue un circuito cerrado, pero como existen fugas por diferentes motivos es necesario introducir agua de repuesto al ciclo a través del sistema de control de agua de alimentación (figura 3-1). Cabe aclarar que estas fugas no son al medio ambiente.

La figura 3-2. muestra el ciclo termodinámico del reactor BWR-5. Podemos comenzar en el reactor por las tuberías de entrada de alimentación de agua de circulación introduciéndose a la vasija del reactor desde donde una fracción de esta agua es succionada hacia el sistema de recirculación. De este sistema de recirculación una fracción del agua va hacia la vasija del reactor a través de un conjunto de bombas y mientras que la otra fracción del agua es forzada a pasar a través del sistema de limpieza de agua del reactor (Reactor Water Clean Up System RWCUS), que consiste de filtros desmineralizadores e intercambiadores de iones. Después de pasar por el RWCUS el agua se envía a las tuberías de entrada de agua de alimentación desde donde regresa al interior de la vasija. Dentro de la vasija el agua es forzada a seguir una trayectoria adecuada de tal forma que enfríe lo más homogéneamente posible al núcleo; esto se consigue por medio de una coraza que rodea al núcleo que evita que el agua de alimentación llegue directamente a ciertas zonas periféricas del mismo núcleo que estarían mejor enfriadas que las zonas centrales. Así el agua entra por la parte inferior de la vasija desde abajo del núcleo calentándose gradualmente conforme asciende hasta llegar a la ebullición convirtiéndose en vapor.

El vapor generado sube y pasa a través de un conjunto de separadores y de secadores de vapor donde se elimina la humedad (agua líquida) que ha arrastrado. El agua líquida separada es retomada al agua que va a pasar por el núcleo posteriormente.

El vapor seco es transferido a la turbina de alta presión por medio de las tuberías de vapor principal; estas tuberías están conectadas con otra tubería de desvío hacia el condensador principal, sin pasar por la turbina, lo cual se hace en caso necesario. De la turbina de alta presión el vapor pasa hacia un separador de humedad ya que puede

contener agua líquida que dañan los alabes de la turbina: el agua separada va hacia un tanque colector de drenes desde allí se bombea a la succión de la bomba de agua de alimentación.

El vapor sin humedad entra a la turbina de baja presión. La energía cedida por el vapor en las turbinas es convertida en energía eléctrica en el turbogenerador.

A la salida de la turbina de baja presión el vapor empobrecido llega al condensador principal: aquí el vapor se condensa y sale como agua en estado líquido. Acoplado al condensador se encuentra el eyector de aire de chorro de vapor que remueve los gases incondensables del condensador y los conduce al sistema de venteo de gases (off-gas).

También el condensador se alimenta de agua de repuesto necesaria para suplir las fugas eventuales de agua de circulación.

Las bombas de condensado succionan el agua condensada y la envían hacia los desmineralizadores de condensado para mantener el alto grado de pureza requiendo. Las bombas colocadas a la salida de los desmineralizadores envían el agua a los calentadores de agua de alimentación a la salida de los cuales una turbobomba lleva el agua a otro calentador donde alcanza la temperatura adecuada para que pueda ser alimentada al reactor evitando el riesgo de un choque térmico puesto que la temperatura dentro de la vasija y específicamente en el núcleo es muy alta. La salida del calentador se conecta a las tuberías de agua de alimentación para introducirla a la vasija completando el ciclo.

2) SISTEMA DE LIMPIEZA DE AGUA DEL REACTOR (RWCUS), [3].

El RWCUS extrae continuamente agua del reactor desde las tuberías de succión de los lazos del sistema de recirculación y del fondo de la vasija, haciéndola pasar por las unidades de FILTROS DESMINERALIZADORES, para devolverla al reactor por las tuberías del sistema de agua de alimentación.

Durante las operaciones a bajos niveles de potencia el sistema envía agua por las tuberías de drenaje hacia el condensador principal y al edificio de tratamiento de desechos radiactivos (RADWASTE), si el agua no tiene la calidad especificada para controlar el nivel de la vasija del reactor.

El flujo a través del RWCUS se regula por válvulas controladoras de flujo y motorizadas, que, junto con las bombas principales, se controlan manualmente, desde el cuarto de control principal.

Las operaciones de cambio de resinas, que incluyen retrolavado con agua y aire para remover todos los lodos y la formación de precapas en las unidades de filtros desmineralizadores se controlan desde un panel local situado en el edificio de tratamiento de desechos radiactivos.

El RWCUS puede funcionar durante el arranque, parada y recarga de combustible, así como durante el funcionamiento normal de la unidad y puede pararse cuando no se requiera purificar o extraer refrigerante del reactor.

De la limpieza de válvulas y tuberías en el sistema de enfriamiento y moderador, durante la parada de recarga del reactor, en abril de 1993, se tomaron cuatro muestras diferentes de los lodos producidos durante el lavado, y una muestra de una de las resinas de uno de los filtros desmineralizadores. Las cinco muestras fueron analizadas para su clasificación como desechos radiactivos de bajo y medio nivel con métodos diferentes, según las características de cada uno de los radisótopos analizados en este trabajo.

3) MÉTODOS DE MEDIDA DE LA RADIACIÓN GAMMA Y BETA, EMPLEADOS EN LAS DETERMINACIONES DE LOS TRES DIFERENTES RADISOTOPOS ANALIZADOS

Los métodos de medida de la radiaciones están basados en dos principios básicos: la ionización por radiación de las moléculas de un gas (detectores proporcionales y Geiger Muller) o la excitación de los átomos de un material sólido, que produce luminiscencia (detectores de centelleo), o la ionización de un sólido (detectores semiconductores). Los principios básicos de la ionización de los detectores semiconductores, son semejantes a los de los gases. Únicamente varían en que la transmisión de las cargas es realizada por los electrones y los espacios vacíos de electrones o "agujeros" de la red cristalina.

En general todos los equipos de detección de radiación son equipos de producción y conteo de pulsos o impulsos eléctricos. La salida del detector produce un pulso eléctrico por cada partícula o fotón detectado, y estos pulsos están espaciados en el tiempo, de acuerdo con el momento en que se produce la interacción de la radiación con el detector. Estos pulsos son amplificados y contados por equipos electrónicos adecuados, llamados escalas o escalímetros, que nos miden el número de interacciones ocurridas durante el período de observación o medida. En general las escalas van provistas de medidores de tiempo electrónicos que nos permiten controlar automáticamente el tiempo de medida deseado.

Los equipos modernos de detección de la radiación no solo determinan el número de interacciones ocurridas por unidad de tiempo, o sea la velocidad de recuento, sino también en mayor o menor grado permiten determinar el tipo y la energía de la radiación. Los sistemas que permiten una discriminación, selección o medida de la energía de la radiación son llamados **espectrómetros**, y modernamente se dispone de espectrómetros para determinar la energía de la radiación **alfa, beta y gamma**.

Los espectrómetros de rayos gamma se basan en que bajo ciertas condiciones la amplitud de cada pulso eléctrico es proporcional a la cantidad de energía depositada por la radiación gamma en el detector, y en la existencia de equipos electrónicos (analizadores de altura de pulsos) capaces de clasificar los impulsos eléctricos de acuerdo a su amplitud. Estos equipos conocidos como analizadores multicanales, que

están provistos de un convertidor analógico digital, una memoria magnética para almacenar el número de pulsos recibidos de cada tamaño y equipos diversos de presentación y salida de los datos, [23].

DETECTORES DE CENTELLEO

El proceso de centelleo consiste, en esencia, en la conversión de la energía de las partículas radiactivas, en energía luminosa en el centelleador. El tipo de proceso por el cual esta conversión de energía se lleva a cabo es distinto según el tipo de partícula y el tipo de centelleador y también depende de la propiedad de ciertos cristales de disipar la energía resultante de la ionización y excitación de sus átomos en forma de energía luminosa.

El proceso de centelleo, aunque no está totalmente bien comprendido aún, se basa en la teoría de los sólidos de acuerdo con la moderna mecánica cuántica de las redes cristalinas de los sólidos y en la existencia de niveles de energía permitidos y prohibidos para los electrones de la red cristalina. Así mismo se basa, en la presencia en la red cristalina de defectos e impurezas que actúan como centros excitadores de la emisión de energía luminosa.

El detector de centelleo por excelencia es el cristal de **Yoduro de Sodio activado con Talio: $\text{Na}(\text{Tl})$** , que es el detector más versátil y más universalmente aplicado para la espectrometría de la radiación gamma, empleado especialmente para la medida de las gammas emitidas por el decaimiento del **Co-60**, el **Mn-54**, y el **Ba-137m** producto de la desintegración del **Cs-137**, todos ellos propósito de estudio en este trabajo

El proceso por el cual la energía de la radiación gamma se convierte en energía luminosa dentro de un cristal de **$\text{Na}(\text{Tl})$** , es bastante complicado, pero puede esquematizarse de la forma siguiente:

Un fotón gamma interactúa con el cristal, mediante uno de los procesos de efecto fotoeléctrico, efecto Compton, o producción de pares. El resultado de cada uno de estos procesos es la producción de electrones de alta energía cinética. Estos electrones pierden su energía cinética por colisiones con los átomos del cristal a los que ceden su energía, lo que resulta en la excitación e ionización de los constituyentes del cristal.

Debido a la presencia en los cristales de **Na** de un activador de **Talio**, (1 %), la energía depositada en el cristal emigra a los centros activadores o centros de luminiscencia, en los cuales los átomos excitados sufren una transición a sus estados elementales, **emitiendo su exceso de energía en forma de un fotón o destello luminoso cuya intensidad es esencialmente una función lineal de la energía depositada por el fotón gamma en el cristal. El destello luminoso producido es colectado por la capa fotosensible de un tubo fotomultiplicador, que lo convierte en un pulso eléctrico.**

Las muestras para la espectrometría gamma no necesitan cumplir requisitos especiales, dada la gran penetrabilidad de la radiación gamma. Las muestras pueden ser sólidas, o líquidas y tener cualquier forma o tamaño. Se recomienda el empleo de una capa de

absorbente de polietileno, u otro material de peso atómico bajo para eliminar las partículas beta y reducir el *bremstrahlung*. Asimismo las muestras pueden colocarse muy alejadas del detector o próximas a él, de acuerdo con su intensidad, de modo que el tiempo muerto del analizador esté dentro de los límites aceptables.

El único requisito fundamental que hay que tener en cuenta para poder comparar dos espectros, por ejemplo, el de las muestras desconocidas y el del comparador o "patrón", es que las muestras deben tener la misma forma, la misma o aproximada densidad, y ser medidas en la misma geometría que el "patrón".

Los centelleadores líquidos son un tipo de centelleadores orgánicos, a los que se ha encontrado una gran aplicación en la medida de las radiaciones beta muy débiles, y resultan especialmente apropiadas para la medida del Ni-63, propósito de estudio de este trabajo.

Consisten en un material fosforescente como 2.5 difenil oxazona o p-terfenilo, disuelto en un disolvente orgánico como xileno o tolueno.

Su principal característica es que el emisor beta a medir se incorpora dentro del detector por lo que se alcanzan eficiencias de conteo muy elevadas para betas muy débiles. [22].

A) DETERMINACIÓN DEL Co-60.

Se tomaron cinco diferentes muestras de desechos radiactivos húmedos, de medio y bajo nivel, una resina de intercambio iónico y cuatro diferentes materiales lodosos, producidos durante la limpieza de válvulas y tuberías del sistema de transferencia de calor, cuando se efectuó la operación de recarga de la primera unidad Generadora de Electricidad (600 MW) en la planta de potencia nuclear de Laguna Verde. Las muestras fueron analizadas experimentalmente en el Laboratorio de Ciencias Nucleares, del Departamento de Posgrado en la Facultad de Química en la Universidad Nacional Autónoma de México.

Debido a que los picos del espectro gamma del Co-60 lo caracterizan directamente en cada muestra, no fue necesario separarlo de la mezcla que forman los lodos de cada una de las muestras y se procedió de la siguiente manera:

PROCEDIMIENTO ANALÍTICO PARA EL Co-60

- A cinco planchetas de diámetro igual al diámetro de la fuente patrón de Co-60 se les determinó el peso, junto con sus correspondientes círculos de papel filtro que se utilizaron para cubrir las muestras, y se les etiquetaron RESINA, 6-D, 9-D, 10-D Y 13-D
- Se colocó una pequeña cantidad de cada una de las muestras en cada una de las planchetas según correspondían, se les cubrieron con el papel filtro y se pesaron.

- Por diferencia de peso se determinaron los pesos de cada una de las muestras y se registraron en la TABLA 3-1.
- Con cinta adhesiva transparente se envolvió cada plancheta, con muestra y papel filtro para evitar cambios en la geometría de la muestra.
- Cada una fue depositada dentro de pequeñas bolsas de plástico para detectar su radiactividad durante un minuto para no provocar contaminación radiactiva.
- La detección de las cuentas emitidas por la muestra patrón y cada una de las diferentes muestras fue hecha con el siguiente equipo:

-Detector de Na I (TI): Bicron de 6 X 6 in.

-Preamplificador ORTEC. Mod. 113.

-Amplificador lineal TENNELEC. Mod. Tc 244.

-Fuente de alto voltaje ORTEC. Mod. 478

-Fuente de alimentación (BIN). ORTEC. Mod. 4001 A

-Computadora PC.80486 DX4/100. HYUNDAI. Mod. HCM-423E, con monitor VGA. y tarjeta THE NUCLEUS.

-Impresora. STAR. Mod. NX-1000 II.

- Las cuentas detectadas tanto de la muestra patrón como de las muestras problema, fueron capturadas con el paquete NUCLEUS y graficadas con EXCEL 5.0 para WINDOWS. Figuras: 3-5, 3-6, 3-7, 3-8, 3-9 y 3-10.
- Se elaboró la recta de calibración con las cuentas obtenidas con la muestra patrón, considerando las energías de emisión gamma del Co-60, presentadas en la Figura 2-8 y los siguientes datos:

PICO	CUENTAS	CANAL	ENERGÍA
Primero	1441	$X_1 = 2908$	$Y_1 = 1173 \text{ KeV.}$
Segundo	1259	$X_2 = 3310$	$Y_2 = 1332 \text{ KeV.}$

- Se determinó la densidad de cada una de las muestras, a excepción de la muestra patrón que solo se requirió para la calibración del equipo.
- Con el peso las cuentas netas, la densidad y el tiempo de conteo de cada una de las correspondientes muestras, registrados en la TABLA 3-1, se determinaron las actividades específicas de cada una de ellas en $\mu\text{Ci/g}$ y Ci/m^3 , como se indica en la sección de cálculos del Co-60.
- Considerando las actividades específicas de cada una de las muestras fueron clasificadas como desechos radiactivos dentro de las categorías establecidas por la C. N. R. de los Estados Unidos de América, en el capítulo 4.

CÁLCULOS DEL Co-60

DETERMINACIÓN DE LA ECUACIÓN DE LA RECTA DE CALIBRACIÓN

Ecuación General de la Recta

$$Y = \frac{Y_2 - Y_1}{X_2 - X_1} (X - X_1) + Y_1 \quad (1)$$

Donde: X es el número de canal correspondiente a cada una de las diferentes cuentas.

Y es la energía que le corresponde a cada uno de los diferentes canales

SUSTITUYENDO:

$$Y = \frac{1332 - 1173}{3310 - 2908} (X - 2908) + 1173 \quad (2)$$

$$Y = \frac{159}{402} (X - 2908) + 1173$$

$$Y = \frac{159}{402} (X - 2908) + 1173$$

Por lo tanto, la ecuación de la recta de calibración es:

$$Y = 0.3955 X + 23 \quad (3)$$

Donde: X es el canal que considera cada cuenta, obtenida experimentalmente.

Y es la energía correspondiente a cada canal para cada caso.

ACTIVIDAD ESPECÍFICA

Las actividades específicas (Aesp), de cada una de las muestras en $\mu\text{Ci/g}$ y Ci/m^3 , de la siguiente manera:

Como la fórmula para determinar la Actividad Específica (A_{esp}) es:

$$A_{\text{esp}} = \frac{\text{Actividad}}{\text{peso de la muestra}} = \frac{A(\text{dpm})}{\text{pm}(\text{g})} \quad (4)$$

ACTIVIDAD

$$\text{La Actividad} = A = \frac{\text{cuentas netas (cpm)}}{(F_e)(F_\gamma)(t_c) \left[\frac{\text{cpm}}{\text{dpm}} \right]} = \text{dpm} \quad (5)$$

DETERMINACIÓN DEL FACTOR DE EFICIENCIA DEL EQUIPO DE DETECCIÓN

ϵ = la eficiencia del sistema de detección contando las radiaciones gamma emitidas en cada desintegración durante un minuto en la muestra patrón.

$$\epsilon = \frac{\text{cpm}}{\text{dpm}} = \frac{\text{cuentas netas}}{A_0(F_\gamma)(t_c)} \quad (5)$$

Donde: A_0 es la actividad actualizada de la muestra patrón al día de la detección de las muestras problema (10 de marzo de 1994).

F_γ = factor de emisión gamma.

t_c = tiempo de conteo.

DETERMINACIÓN DE LA ACTIVIDAD ACTUALIZADA (A_{ac}) DE LA MUESTRA PATRÓN:

$$A_{ac} = A_0 e^{-\left(\frac{\ln 2}{T_{1/2}}\right)t} \quad (7)$$

Considerando que para nuestra muestra patrón de Co-60

$A_0 = 10.7 \text{ mCi}$ (actividad inicial)

$T_{1/2} = 5.27$ años

Fecha de calibración: 12 de junio de 1978.

Tiempo transcurrido al 10 de marzo de 1994 = $T_1 = 5\,749$ d = 15.75 a.

Emisión gamma = 100 %.

$F_\gamma = 1$

$t_c = 1$ minuto

Sustituyendo en la Ec.-7

$$A_t = 10.7 \mu\text{Ci} e^{-\left[\frac{0.693}{5.27\text{a}}\right](15.75\text{a})}$$

$$A_t = 10.7 \mu\text{Ci}(0.126045786) = 134869 \mu\text{Ci}$$

$$A_x = 134869 \times 10^{-4} \text{ Ci}$$

Como 1 Ci = 2.22×10^{12} dpm y, $1 \mu\text{Ci} = 2.22 \times 10^6$ dpm

$$A_{dpm} = 1.34869 \mu\text{Ci} = 2,994,091.8 \text{ dpm}$$

Sustituyendo en la Ec.-6:

$$\% \epsilon = \frac{141248 \text{ cpm} \times 100}{(2994091.8 \text{ dpm})(1)(1)} = 4.71 \%$$

Por lo tanto $F_6 = 0.0471$ (cuentas / desintegraciones)

Sustituyendo en la Ec.-5

$$A = \frac{\text{Cuentas netas de cada muestra (cpm)}}{\left(0.0471 \frac{\text{cpm}}{\text{dpm}}\right)(1)(1)} = A \text{ (dpm)}$$

$$\frac{A(\text{dpm})}{\text{pm}(\text{g})} = A_{\text{esp.}}$$

Las actividades determinadas con la fórmula anterior así como la cantidad en peso de cada una de las muestras se registraron en la TABLA 3-1. Aplicando la Ec.4 se calcularon las actividades específicas (A_{osb}) y se registraron también en la tabla antes mencionada.

CONVERSIONES

Como las actividades específicas se determinaron en (dpm/g) se hizo la conversión a ($\mu\text{Ci/g}$).

$$\frac{A_{\text{esp}} \left(\frac{\text{dpm}}{\text{g}} \right)}{2.22 \times 10^6 \left(\frac{\text{dpm}}{\mu\text{Ci}} \right)} = \frac{\mu\text{Ci}}{\text{g}}$$

Cada valor expresado en $\mu\text{Ci/g}$ se multiplicó por la densidad (g/ml), de cada una de las muestras determinada en el laboratorio, quedando las actividades específicas expresadas en $\mu\text{Ci/ml}$, y se registraron en la TABLA 3-1.

$$\frac{\mu\text{Ci}}{\text{g}} \times \frac{\text{g}}{\text{ml}} = \frac{\mu\text{Ci}}{\text{ml}}$$

Para obtener las actividades específicas expresadas en las unidades requeridas para su evaluación según las tablas de clasificación de desechos de la Comisión Federal Reguladora de los Estados Unidos de Norte América, (TABLA A-2 del Apéndice), bastó con hacer la siguiente consideración:

$$A_{\text{esp}} = \frac{\mu\text{Ci}}{\text{ml}} \times \frac{10^6 \text{ ml}}{\text{m}^3} \times \frac{1 \text{ Ci}}{10^6 \mu\text{Ci}} = \frac{\text{Ci}}{\text{m}^3}$$

Así que cada actividad específica expresada en $\mu\text{Ci/ml}$ equivale a la misma cantidad expresada en Ci/m^3 , tal y como se expresa para su debida clasificación en la TABLA 3-1

ANÁLISIS DE RESULTADOS

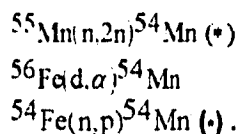
Ver sección correspondiente del Capítulo 4.

B) DETERMINACIÓN DEL Mn-54

Al detectar en las muestras problema la existencia del Co-60, se percibió con toda claridad en cada una de las gráficas el pico característico bien definido del Mn-54 de manera directa en la región energética de 835 KeV correspondiente a este radisótopo, además, de los dos picos característicos del Co-60, tal y como puede observarse en cada una de las Figuras 3-6, 3-7, 3-8, 3-9 y 3-10.

Como el Mn-54 se detectó durante el procedimiento analítico efectuado para la detección del Co-60, el procedimiento fue el mismo para ambos.

La presencia del Mn-54 en los lodos se debe a la composición química de los encamisados, como se aprecia en la tabla 2-2 donde se da el porcentaje de la presencia del Mn-55 y el Fe-56 (isótopos naturales) en la composición química de los tubos, los cuales producen el Mn-54 al reaccionar con la simultánea emisión de partículas neutrón y deuterón, producidas durante la fisión dentro del núcleo, así como la presencia del Fe-54 que por activación neutrónica produce también el Mn-54. En la tabla 2-3, se reportan los kCi de Mn-54 generado en los materiales de desecho de los reactores de agua ligera por cada tonelada de aleación en diferentes tiempos de enfriamiento.



(*) Estas reacciones se efectúan con neutrones rápidos.

La figura 3-3, representa el esquema de decaimiento del Mn-54.

C) DETERMINACIÓN DEL Cs-137, [14]

Para este radisótopo fue necesaria su separación de los lodos y de la resina ya que es posible que el Co-60 tapara los picos del Cs-137 en el espectro y se procedió de la siguiente manera:

PROCEDIMIENTO ANALÍTICO PARA EL Cs-137.

- Cada uno de los pesos de las muestras empleadas en la detección directa del Co-60 y el Mn-54, fueron depositados en vasos de precipitados de 150 ml y se lavaron durante 4 horas con agitación magnética y ebullición, en el seno de 50 ml de una solución ácida de HNO_3 a $\text{pH} < 1$.
- Se separaron las soluciones de las muestras por filtración y enseguida:

- Se agregaron 10 mg de CsNO_3 (Nitrato de Cesio), como acarreador a cada una de las muestras.
- Se fijó el pH a 4 con NH_4OH (hidróxido de amonio).
- Cada solución fue eluida lentamente (aproximadamente 6 gotas por minuto) a través de una columna de 1 g de $\text{Cu}_2\text{Fe}(\text{CN})_6$ (hexacianoferrato de cobre II), con granulometría de 0.5-0.1 mm, para retener las trazas de Cs-137 [21].
- Se detectó el hexacianoferrato de cobre correspondiente a cada muestra durante tres minutos con el mismo equipo que se utilizó en la detección del Co-60 y el Mn-54.
- Se consideraron las cuentas causadas por fondo en 5 canales antes y 5 canales después de la energía correspondiente al Cs-137 (662 keV), debido a que no se encontró la formación de algún pico. éstas se encuentran reportadas en la TABLA 3-2.

CÁLCULOS DEL Cs-137.

Los cálculos se efectuaron de manera semejante a como se hicieron los del Co-60, con las cuentas detectadas en el punto anterior, y considerando que el 94.8 % del Cs-137 se esta convirtiendo en Ba-137m y este último decae emitiendo una gamma de 661.662 KeV, en el 90.1 % de los casos, entonces el número de gammas de 661.662 KeV corresponden al $(0.948 \times 0.901) \times 100 = 85.4\%$ de las desintegraciones del Cs-137, así que.

$$F_{\gamma} = 0.854$$

El % de eficiencia (% ϵ) calculado con la ecuación 6, y los siguientes datos es:

$$\text{Cts Netas Patrón} = 1,552,557 \text{ cpm}$$

$$A_{\text{ec}} = 21,867,000 \text{ dpm}$$

Sustituyendo en la ec.-6:

$$\% \epsilon = \frac{(1,552,557 \text{ cpm} \times 100)}{(21,867,000)(0.854)(1)} = 8.31\%$$

$$\text{Por lo tanto } F_{\epsilon} = 0.0831$$

Con los datos anteriores y las cuentas netas obtenidas de cada muestra, reportadas en la Tabla 3-2, se determinaron las siguientes magnitudes;

La Actividad (A) de cada muestra, con la ecuación 5.

La Actividad Especifica, con la siguiente ecuación 4.

La Actividad Especifica en ($\mu\text{Ci/g}$), con la siguiente conversión:

$$\frac{\text{dpm}}{\text{g}} \times \frac{\mu\text{Ci}}{2.22 \times 10^6 \text{ dpm}} = \frac{\mu\text{Ci}}{\text{g}}$$

La Actividad Especifica en ($\mu\text{Ci/g}$), se multiplicó por la densidad para obtenerla en ($\mu\text{Ci/ml}$),:

$$\left(\frac{\mu\text{Ci}}{\text{g}} \times \frac{\text{g}}{\text{ml}} = \frac{\mu\text{Ci}}{\text{ml}} \right)$$

Las Actividades Especificas en ($\mu\text{Ci/ml}$), se obtuvieron en Ci/m^3 , con la siguiente conversión:

$$\frac{\mu\text{Ci}}{\text{ml}} \times \frac{1 \text{ Ci}}{10^6 \mu\text{Ci}} \times \frac{10^6 \text{ ml}}{\text{m}^3} = \frac{\text{Ci}}{\text{m}^3}$$

Las Actividades Especificas se expresan en Ci/m^3 , debido a que son las unidades de las concentraciones de las impurezas, requeridas por la Comisión Nuclear Reguladora; todos los resultados obtenidos con los cálculos anteriores se encuentran reportados en la Tabla 3-2.

ANÁLISIS DE RESULTADOS

Ver sección correspondiente del Capítulo 4.

D) DETERMINACIÓN DEL NI-63

La precipitación del ion Níquel-II, en forma de la sal roja brillante de dimetilgloxima (DGM) es una reacción clásica que se usa en el laboratorio tanto como ensayo cualitativo en la identificación del ion níquel, como para separar el níquel cuantitativamente de una solución. El hecho de que la DGM se combine con el ion níquel pero no lo haga con los iones de hierro, cobalto ni la mayoría de las otras sustancias similares, permaneció sin explicación durante muchos años. En la actualidad se sabe que dos unidades de DMG, unidas por medio de enlaces hidrógeno, forman un complejo tetradentado plano con el

níquel. De esta forma, la DGM satisface la tendencia del níquel a formar cuatro enlaces híbridos dsp^2 en complejos cuadrados planos (véase la Fig. 3-4). [19].

La separación efectiva del Ni-63 de otras trazas encontradas en desechos radiactivos como en Co-60, Cs-137, Tc-99 y Sr-90 es muy importante cuando es necesario medir con precisión bajos niveles radiactivos por centelleo líquido con una interferencia radiactiva asociada tan baja como sea posible. La reacción clásica de Chugaevus [16 y 17], con dimetilgloxima es muy sensible, y el campo de precipitación resulta cuantitativo. Sin embargo el precipitado rojo escarlata que se forma es muy pesado y usualmente lleva considerables cantidades de otras trazas en solución. Además su solubilidad en solventes orgánicos, como el etanol es limitada. Por otro lado, una solución perfectamente transparente es necesaria para detectar con un sistema de centelleo líquido las débiles emisiones beta del Ni-63 en las condiciones más reproducibles. De este modo se ha probado un método que resuelve simultáneamente ambos problemas: eliminación de iones radiactivos extraños acarreados por el Ni-dimetilgloxima, simplemente lavando este complejo con una solución moderadamente ácida y su disolución final en un solvente orgánico para ser contado por centelleo líquido de una solución bastante transparente. [14].

PROCEDIMIENTO ANALÍTICO PARA EL NI-63.

- **Preparación de las muestras problema:** Se Lavó el material (del orden de cientos de mg. base húmeda. de cada una de las muestras) con HCl 6 N (10 ml) con agitación magnética de 3 h. Los pesos las densidades y los volúmenes utilizados se registraron en la TABLA 3-3.
- Se filtraron las suspensiones a través de papel filtro (miliporo, tipo AA 0.8 mm. 25 mm) y se recibieron cada una de las soluciones en un vaso de precipitados de 25 ml.
- **Preparación de la sustancia patrón:** Se compró 1 ml de solución standar de Ni-63 que tenía una actividad radiactiva de 1 mCi/ml, es decir 2.22×10^9 dpm/ml. y se preparó de la siguiente manera:
 1. Se diluyó todo el contenido del frasco con la solución standar de Ni-63, en 100 ml de agua en un matraz aforado, obteniendo una solución patrón-1, con una actividad de 0.01 mCi/ml, produciendo 2.22×10^7 dpm/ml.
 2. Se tomó 1 ml de la solución patrón-1, y se diluyó en otros 100 ml de agua en otro matraz aforado de 100 ml, obteniendo la solución patrón-2, con una actividad de 0.0001 mCi/ml o sea $0.1 \mu\text{Ci/ml} = 2.22 \times 10^5$ dpm/ml.
 3. Se tomó 1 ml de la solución patrón-2 y se diluyó en otros 100 ml de agua, obteniendo la solución patrón-3, con una actividad de $0.001 \mu\text{Ci/ml} = 2.22 \times 10^3$ dpm/ml.

4. Se tomó 1 ml de la solución patrón-3 y se depositó en un vaso de precipitados de 25 ml que contenía 10 ml de agua.

NOTA a partir de este momento tanto la muestra patrón como las muestras problema se trabajaron de la misma manera.

- Se ajustó a 4 el pH de cada una de las soluciones, agregando NH_4OH bajo una campana de extracción (vapores alcalinos de NH_4Cl se liberan).
- Se agregó $\text{Ni}(\text{NO}_3)_2 \cdot 6 \text{H}_2\text{O}$ R. A. (10 mg) como acarreador disolviendo completamente.
- En seguida se agregaron 20 mg de dimetilglioxima R. A., disuelta en 2 ml de etanol anhidro.
- Se centrifugó el precipitado rojo escarlata que se formó. El líquido sobrenadante se desechó en el depósito de desechos radiactivos.
- Se lavó el precipitado dos veces con una solución ácida de pH = 4 (agua con gotas de HCl, 6 N) agitándolo y centrifugándolo. Las soluciones del lavado se desecharon en el depósito de desechos radiactivos.
- Luego se puso el precipitado junto con 10 ml de solución ácida, dentro de un embudo de separación de 60 ml.
- Se agregaron 10 ml de cloroformo CHCl_3 (R. A.) al embudo, la capa orgánica permaneció abajo de la capa acuosa.
- Se agitó el embudo por 30 segundos permitiendo que se liberaran los vapores de cloroformo.
- El complejo de Níquel se depositó en la fase orgánica. Se recuperó en un pequeño vaso de precipitados.
- Se agregó una gota de HNO_3 concentrado. Se agitó la solución y se agregó una gota más de HNO_3 y se agitó de nuevo.
- Finalmente se mezcló cada muestra con 10 ml de solución centelleadora (POPOP 0.1 g., PPO 5 g/L. tolueno). Se pusieron los cócteles en la oscuridad por 48 h. antes de contarlos en el aparato detector de centelleo líquido. (Packard Minax beta, Tricarb 4000 series). Se ajustó la ganancia en el contador con el objeto de obtener un canal adecuado para las débiles partículas beta detectadas ($\text{EM} = 0.067 \text{ MeV.}$). [14].

- Se calcularon las actividades de cada muestra con las cuentas obtenidas y se encuentran registradas en la TABLA 3-3

CÁLCULOS DEL NI-63

$$m_{\text{Ni}} = 15 \text{ mg} = 0.015 \text{ g.}$$

$$A_{\text{Ni}} = 2.22 \times 10^3 \text{ dpm}$$

Tiempo de conteo (Tc) = 1 hora.

$$\text{Cuentas Netas} = 1255880 \text{ cph} = 2098 \text{ cpm}$$

Emisión beta débil = 100 %

$$\text{Factor de emisión beta } (F_e) = 1$$

DETERMINACIÓN DE LA EFICIENCIA DE DETECCIÓN (ϵ) DEL EQUIPO.

$$\% \epsilon = \frac{\left(\frac{\text{ctas}}{\beta} \right)}{A_{\text{Ni}} (F_e) (t_c)} = \frac{\text{cuentas netas} \times 100}{A_{\text{Ni}} (F_e) (t_c)} = \frac{2098 \times 100}{2.22 \times 10^3 (1)(1)} = 94.5 \%$$

$$\text{Por lo tanto } F_e = \frac{\% \epsilon}{100} = \frac{95}{100} = 0.95 \left(\frac{\text{ctas}}{\beta} \right)$$

DETERMINACION DEL VOLUMEN

Los volúmenes (V) empleados en cada muestra, se determinaron considerando el peso utilizado de cada muestra y su correspondiente densidad (D), determinada con anterioridad en el laboratorio.

$$V = \frac{\text{pm (g)}}{D \left(\frac{\text{g}}{\text{cm}^3} \right)} = V \text{ en cm}^3$$

DETERMINACIÓN DE LA ACTIVIDAD:

Cada una de las actividades (A) se determinaron de la siguiente manera:

$$\text{Actividad} = A = \frac{\text{cuentas netas (cpm)}}{(F_r)(F_\beta)(t_c)}$$

$$A = \frac{\text{cuentas netas de cada muestra (cpm)}}{\left(0.95 \frac{\text{cts}}{\beta}\right) (1) (1 \text{ min.})} = A \text{ en (dpm)}$$

$$\text{si } 1 \text{ Ci} = 2.22 \times 10^{12} \text{ dpm}$$

$$\frac{\text{La actividad de cada muestra en dpm}}{2.22 \times 10^{12} \left(\frac{\text{dpm}}{\text{Ci}}\right)} = A (\text{Ci})$$

DETERMINACION DE LA ACTIVIDAD ESPECIFICA (A_{esp})

Las actividades especificas se determinaron con la siguiente formula:

$$A_{\text{esp}} = \frac{A}{V}$$

CONVERSIONES

$$A_{\text{esp}} \left(\frac{\text{Ci}}{\text{cm}^3}\right) \times \left(\frac{10^6 \text{ cm}^3}{\text{m}^3}\right) = A_{\text{esp}} \left(\frac{\text{Ci}}{\text{m}^3}\right)$$

ANÁLISIS DE RESULTADOS

Ver la sección correspondiente en el Capítulo 4.

SECCIÓN DE FIGURAS

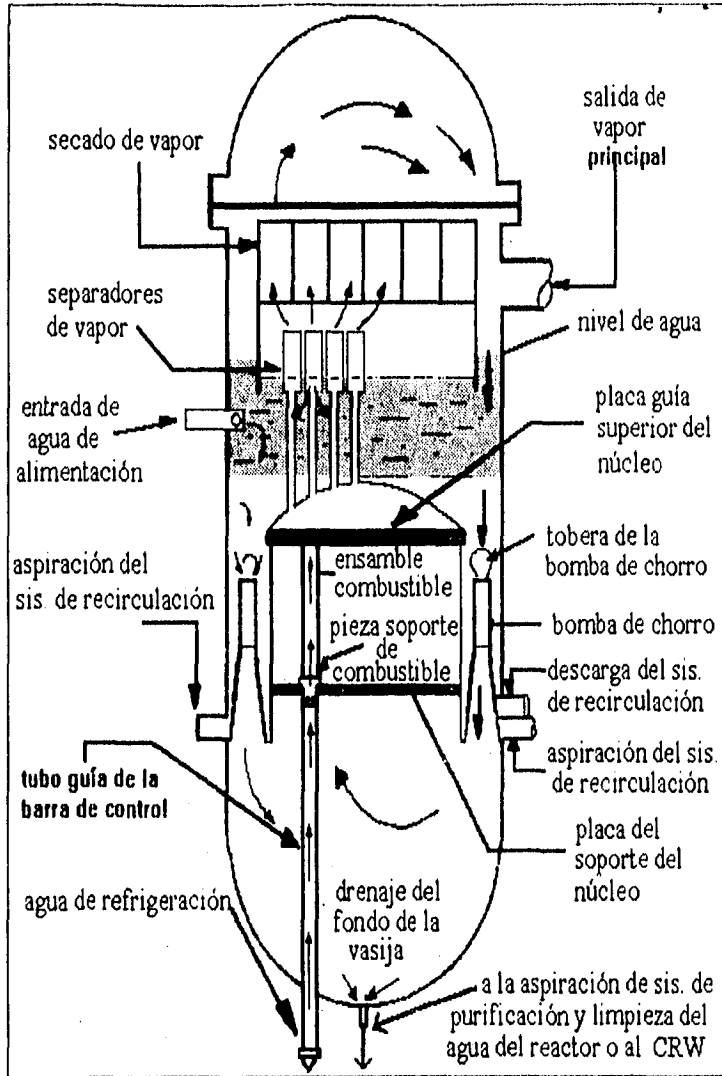


FIG. 3-1.- Distribución de flujo en la vasija del Reactor BWR-5, [3].

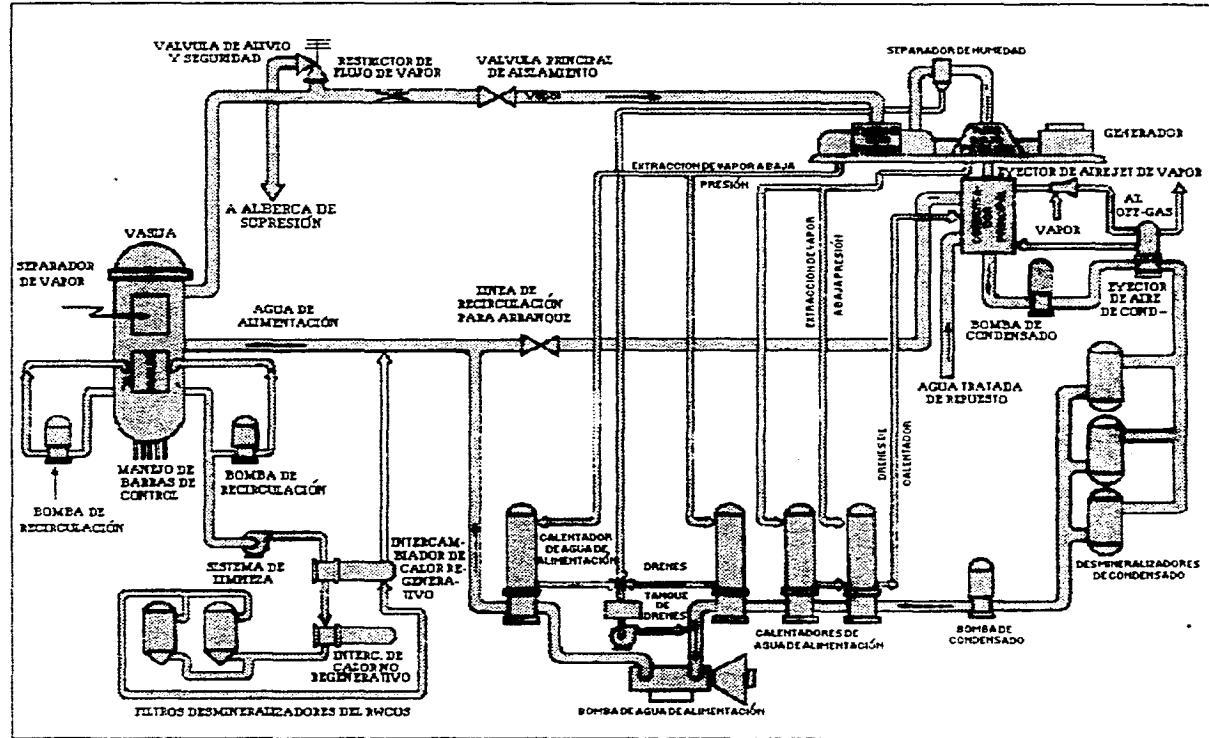


FIG. 3-2.- Ciclo Termodinámico del Reactor BWR-5. [3].

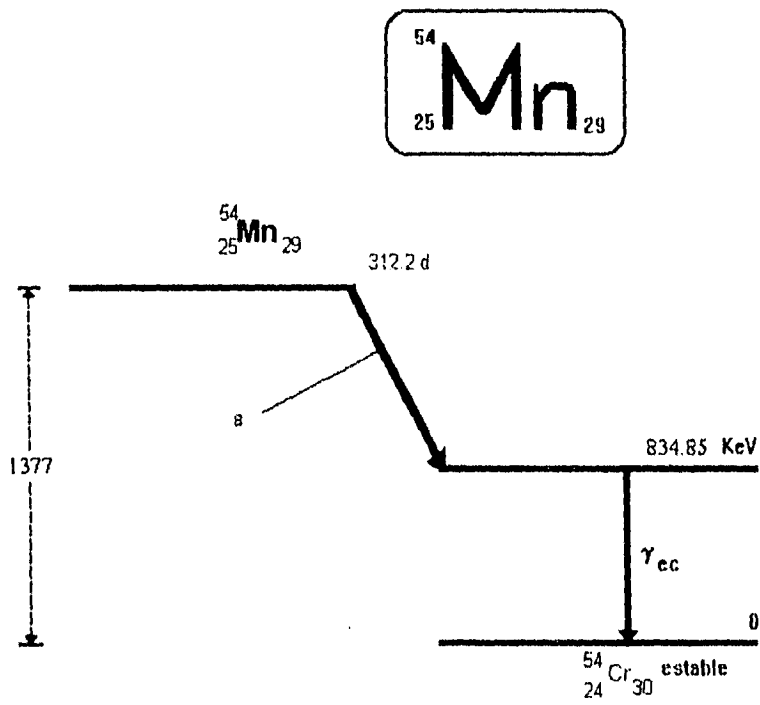


FIG. 3-3.- Esquema de desintegración del Mn-54. [24].

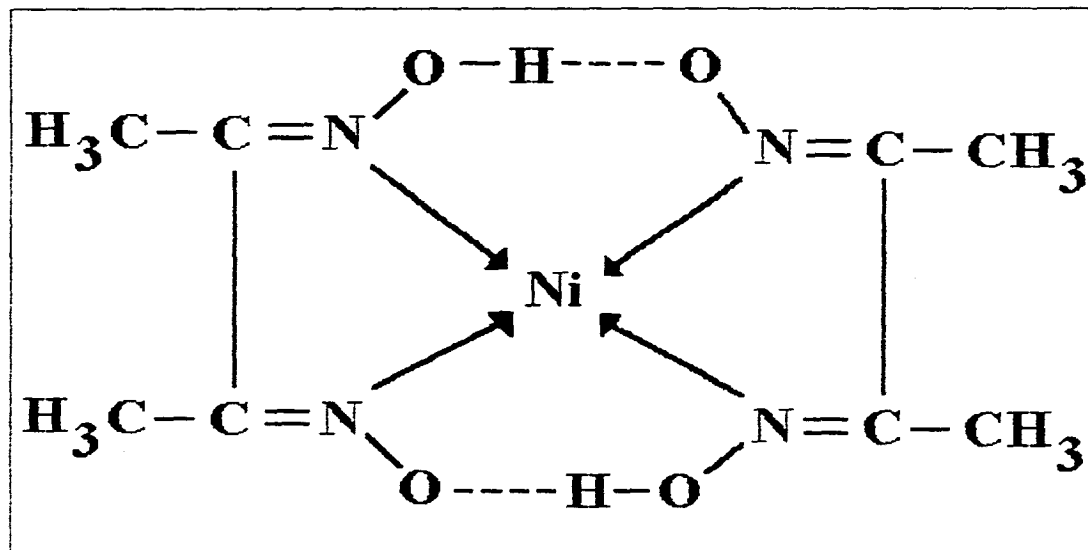


FIG. 3-4.- Compuesto quelado tetracoordinado del níquel (II) con la dimetilgioxima, $[\text{Ni}(\text{DGM})_2]$. Las líneas punteadas indican enlaces de hidrógeno; las flechas representan enlaces covalentes coordinados.

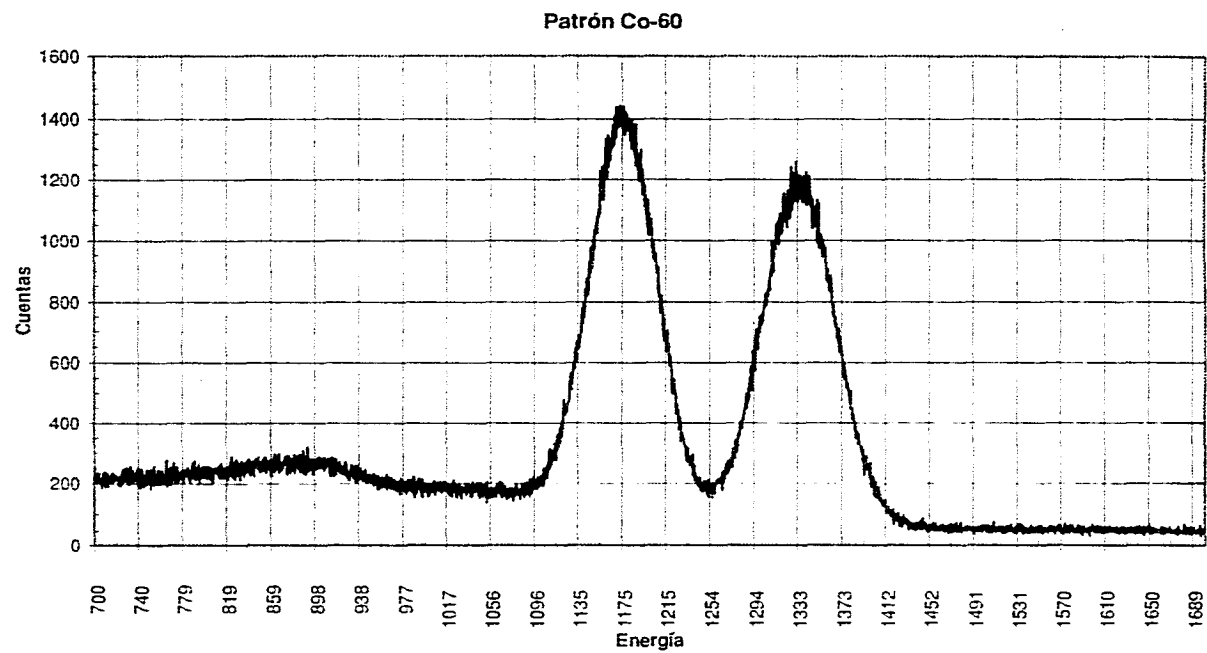


FIG. 3-5.- Espectro de emisión gamma del Co-60 de la muestra patrón.
(cuentas en cpm y las energías en KeV).

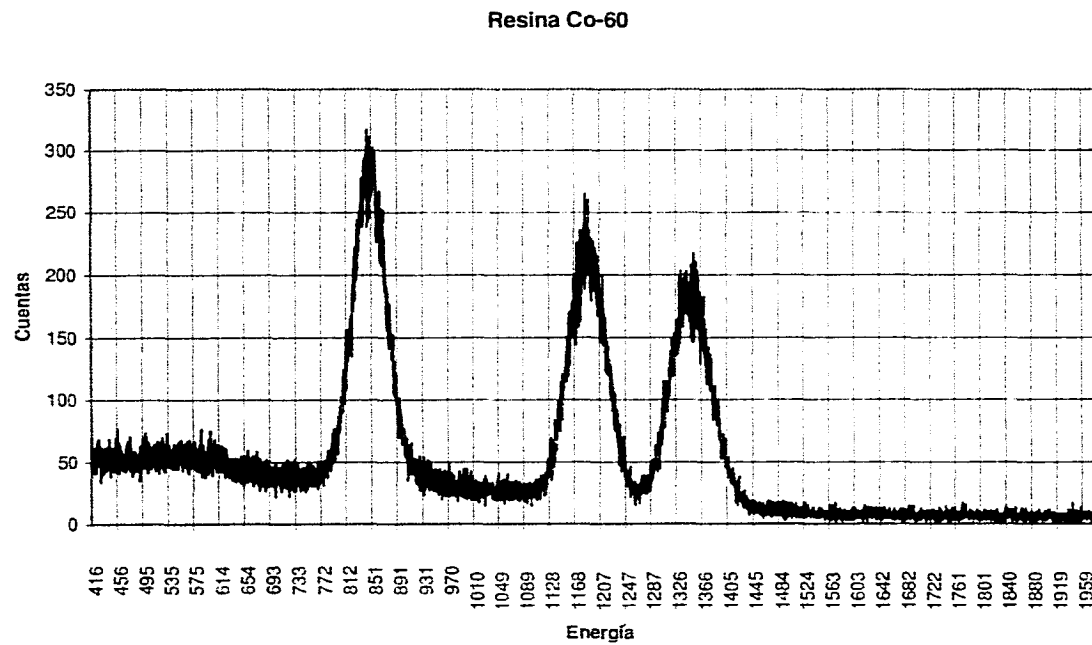
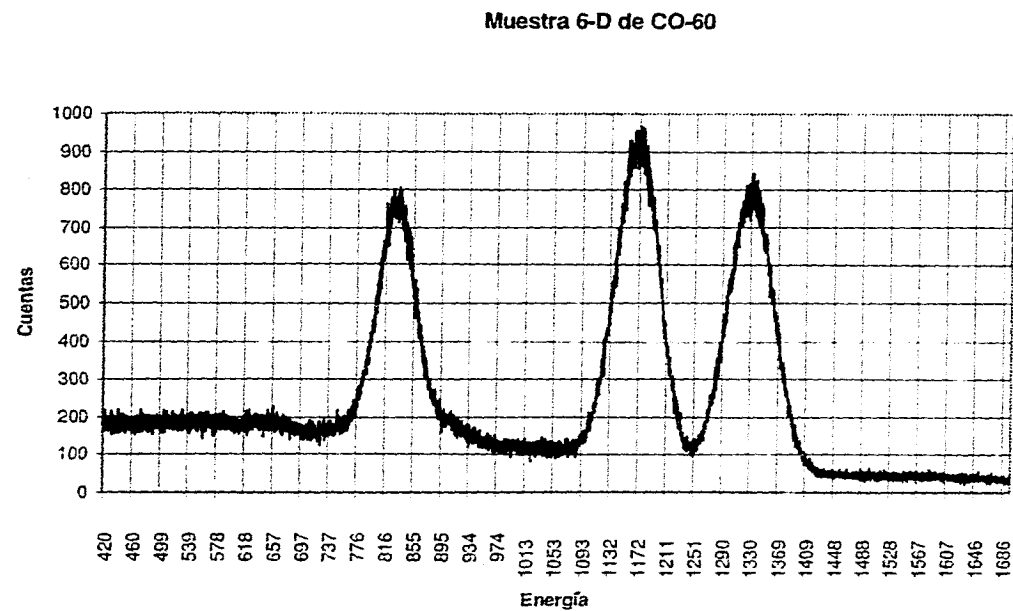


FIG 3-6.- Espectro de emisión gamma del Co-60 de la muestra resina.
(cuentas en cpm y las energías en KeV).



**ESTA TESIS NO DEBE
SALIR DE LA BIBLIOTECA**

FIG.3-7.- Espectro de emisión gamma del Co-60 de la muestra 6-D
(cuentas en cpm y las energías en KeV).

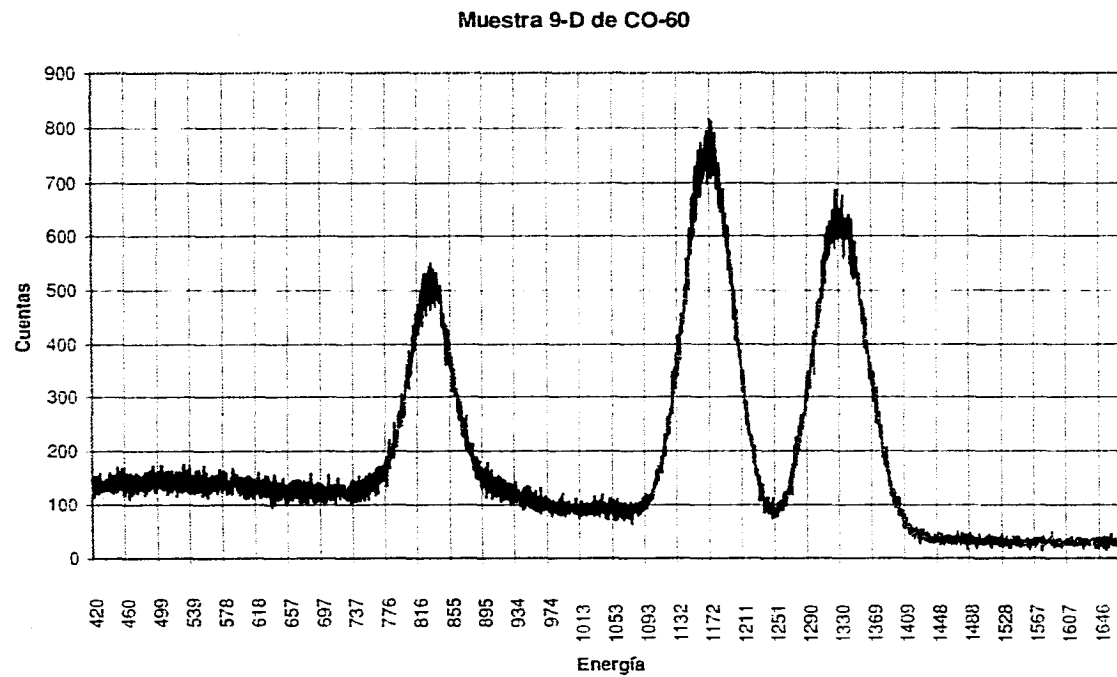


FIG.3--8.- Espectro de emisión gamma del Co-60 de la muestra 9-D.
(cuentas en cpm y las energías en KeV).

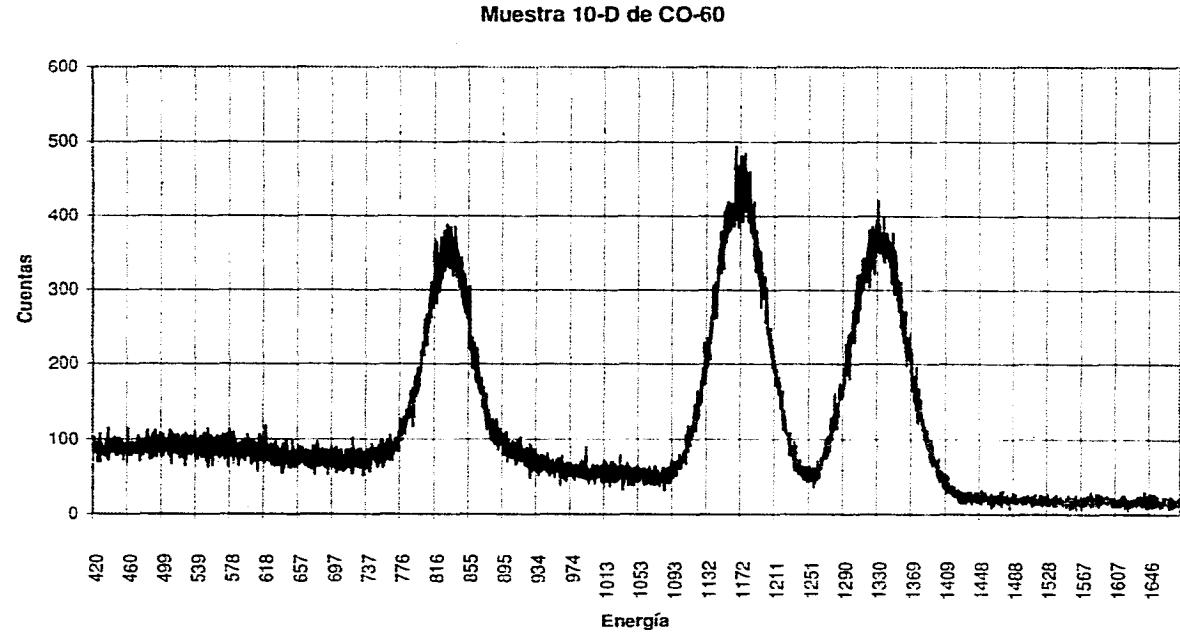


FIG.3-9.- Espectro de emisión gamma del Co-60 de la muestra 10-D (cuentas en cpm y las energías en KeV).

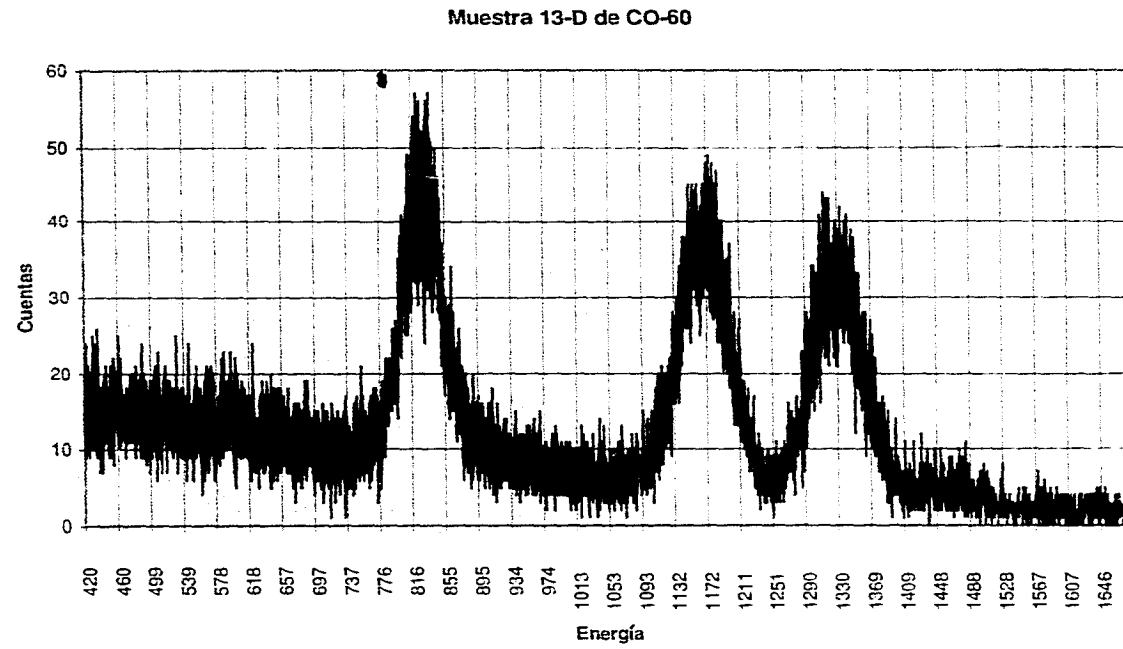


FIG.3-10.- Espectro de emisión gamma del Co-60 de la muestra 13-D.
(cuentas en cpm y las energías en KeV).

TABLA 3-1

TABLA DE RADIOACTIVIDAD DEL Co-60 EN LAS MUESTRAS DE L. V.

MUESTRA	PESO (g)	C. (NETAS) (cpm)	ACTIVIDAD (dpm)	ACT. ESP. (dpm/g)	ACT. ESP. (μ Ci/g)	DENSIDAD (g/ml.)	ACT. ESP. (μ Ci/ml.)	ACT. ESP. (Ci/m ³ .)
PATRÓN		141248 \pm 224	2998895					
RESINA	0.37622	23312 \pm 845	493898	1312791	0.591347 3	0.748785	0.44 \pm 0.0029	0.44 \pm 0.0029
6-D	0.11345	93207 \pm 1836	1978917	17443077	7.857242 3	1.2085	9.5 \pm 0.0311	9.5 \pm 0.0311
9-D	0.16995	76959 \pm 1635	1630487	9593923	4.321587 1	1.1360	4.9 \pm 0.0177	4.9 \pm 0.0177
10-D	0.12067	42335 \pm 1267	896927 1	7432899	3.348152 8	1.0945	3.7 \pm 0.0178	3.7 \pm 0.0178
13-D	0.20730	3588 \pm 395	76016	366700	0.165180 2	1.3873	0.23 \pm 0.0038	0.23 \pm 0.0038

TABLA 3-2

TABLA DE RADIATIVIDAD DEL Cs-137 EN LAS MUESTRAS DE L. V.

MUESTRA	PESO (g)	CUENTAS (NETAS) (cpm)	ACTIVIDAD (dpm)	ACT. ESP. (dpm/g)	ACT. ESP. ($\mu\text{Ci/g}$)	DENSIDAD (g/ml.)	ACT. ESP. ($\mu\text{Ci/ml.}$)	ACT. ESP. (Ci/m^3 .)
PATRÓN		1,552,557	21,867,000					
RESINA	0.3762	< 50	< 723	< 1 922	< 8.66×10^{-4}	0.748785	< 6.484×10^{-4}	< 6.484×10^{-4}
6-D	0.1134	< 200	< 2891	< 25,843	< 1.15×10^{-2}	1.2085	< 1.389×10^{-2}	< 1.389×10^{-2}
9-D	0.1699	< 150	< 2168	< 12,757	< 5.7×10^{-3}	1.1360	< 6.475×10^{-3}	< 6.475×10^{-3}
10-D	0.1206	< 80	< 1156.5	< 9.584	< 4.32×10^{-3}	1.0945	< 4.728×10^{-3}	< 4.728×10^{-3}
13-D	0.2073	< 20	< 289	< 1394	< 6.28×10^{-4}	1.3873	< 8.712×10^{-4}	< 8.712×10^{-4}

TABLA 3-3

TABLA DE RADIOACTIVIDAD DEL Ni-63 EN LAS MUESTRAS DE L. V.

MUESTRA	PESO (g)	DENSIDAD (g/cm ³)	VOLUMEN (cm ³)	CUENTAS NETAS cpm	ACTIVIDAD (dpm)	ACTIVIDAD (Ci)	ACT. ESP. (Ci/cm ³ .)	ACT. ESP. (Ci/m ³ .)
PATRÓN				2098	2220	1 X 10 ⁻⁹		
RESINA	0.109	0.7487	0.1456	6173	6498	2.93 X 10 ⁻⁹	2.01 X 10 ⁻⁶	0.02 ± 0.001
6-D	0.403	1.2035	0.3334	55125	58026	2.61 X 10 ⁻⁸	7.83 X 10 ⁻⁸	0.08 ± 0.004
9-D	0.522	1.1360	0.4595	56982	59981	2.70 X 10 ⁻⁸	5.88 X 10 ⁻⁸	0.06 ± 0.003
10-D	0.120	1.0945	0.1096	29416	30964	1.39 X 10 ⁻⁸	1.27 X 10 ⁻⁷	0.13 ± 0.007
13-D	0.109	1.3873	0.0786	14605	15374	6.92 X 10 ⁻⁹	8.80 X 10 ⁻⁸	0.09 ± 0.005

CAPITULO 4

ANÁLISIS DE RESULTADOS Y CONCLUSIONES

Con base en los Reglamentos de la Comisión Federal Reguladora 10 CFR, 60 y 61 (fracción transcrita en el Apéndice), y solamente las concentraciones obtenidas experimentalmente de los radionúclidos Co-60, Ni-63 y Cs-137 en los desechos radiactivos de bajo y medio nivel analizados en este trabajo, se consideran desechos para depósitos cercanos a la superficie, clasificándose de la siguiente manera:

1) CLASIFICACIÓN DE LOS DESECHOS RADIATIVOS.

A) Co-60

Este radisótomo por tener una vida media de 5.27 años la C.F.R., lo considera de vida media corta por lo que para su clasificación nos basamos en la Tabla A-2, del Apéndice. Según los resultados registrados en las Tablas 3-1 y 4-1, ninguna de las concentraciones en (Ci/m³) determinadas en cada una de las distintas muestras excede el valor de la columna 1 de la Tabla A-2, para el Co-60, valor establecido como nivel superior (700 Ci/m³) por la C. N. R. de E.U.A. para desechos radiactivos clase A.

B) Mn-54

En las gráficas 3-6, 3-7, 3-8, 3-9 y 3-10, se manifiesta de manera clara y precisa la presencia de un núcleo, contenido en cada una de las muestras y se trata del Mn-54 con Z=25, cuya energía de emisión gamma es de 834.84 KeV, con un porcentaje de emisión de 99.97 % y cuya vida media es de 312.3 d [20], por lo que su decaimiento se lleva a cabo con mayor rapidez que en el Co-60, el Cs-137 y el Ni-63, razón por la cual no es usado para la clasificación, además debido a que el Fe se encuentra como constituyente principal en todas las tuberías, reacciona con los neutrones no termalizados produciéndose el Mn-54, por lo que se considera normal su presencia en las muestras.

Este radisótomo fue detectado al mismo tiempo que el Co-60, y aunque en este trabajo se reporta su existencia, no se consideró para la clasificación de las mezclas lodosas analizadas, debido a que la C.F.R., considera poco importante en la clasificación de desechos, a los radisótopos de vida media más corta que los señalados en el Capítulo 10 secciones 60 y 61.

C) Cs-137.

Por tener este radisótomo una vida media de 30.15 años, también es considerado por la C.F.R. como de vida media corta (pág. 73), y queda comprendido en la Tabla A-2, para su clasificación.

Al determinar las concentraciones de Cs-137 en las diferentes mezclas lodosas se encontraron niveles tan bajos (fondo), ver Tabla 3-2, que podemos asegurar que los encamisados del corazón del Reactor Nuclear de Laguna Verde han resistido hasta el momento de la toma de las muestras, las altas temperaturas y los altos niveles de radiación, de tal manera que no han permitido fugas de productos de fisión como el Cs-137, pues no encontramos este núcleo más que como trazas en concentraciones más bajas que los niveles establecidos, y tal y como se indicó en el último punto del procedimiento analítico, se tomaron las cuentas causadas por fondo en la región de 662 KeV, reportados en las Tablas 3-2 y 4-1, por lo que para los cálculos de la suma de fracciones presentadas en la Tabla 4-1) éstos fueron los valores considerados.

D) NI-63

Este radisotopo a pesar de que tiene una vida media más larga que los anteriores, 100 años, también queda comprendido entre los radisotopos de vida media corta según la C.F.R.. En este caso también se observa en las Tablas 3-3 y 4-1 que ninguna de las concentraciones reportadas en (Ci/m^3) , calculadas para cada muestra, excede el valor de la columna 1 de la Tabla A-2, para el Ni-63 considerado como metal activado, el valor fijado como nivel superior es de $35 \text{ Ci}/\text{m}^3$, por la Comisión Nuclear Reguladora de E.U.A. para desechos radiactivos clase A.

Las concentraciones de Ni-63 encontradas, a pesar de ser tan bajas, también presentan un decrecimiento en las concentraciones, siendo la de mayor contenido la muestra 6-D, seguida por la 9-D y luego la 13-D, siendo la excepción la muestra 10-D, que en este caso resultó ser mayor y la resina la de menor contenido de Ni-63.

2) CONCLUSIONES

Las concentraciones determinadas de cada radionúcleo en las muestras utilizadas en este trabajo, y que se encuentran reportadas en la Tabla 4-1, NO exceden el valor de la columna 1 de la Tabla A-2, tanto para el Co-60, como para el Cs-137 y el Ni-63, por lo tanto el desecho es CLASE A.

Como las cinco muestras son mezclas de núcleos listados en la Tabla A-2, según la Comisión Reguladora debe calcularse la concentración total de cada mezcla por la regla de la SUMA DE LAS FRACCIONES, descrita en la sección 61.55 párrafo (a)(7) de este mismo Capítulo.

Las concentraciones determinadas de esta manera en las muestras de este trabajo, y que se encuentran reportadas en la Tabla 4-1. Tanto para el Co-60, como para el Cs-137 y el Ni-63, resultaron ser menores que 1.0, en los tres casos, por lo tanto, También de esta manera se confirmó que cada uno de los desechos analizados son CLASE A.

Sin embargo cabe señalar que para su clasificación final deben considerarse las fracciones de las otras impurezas radiactivas que se encuentren en los lodos analizados.

Como propósito de estudio en este trabajo, solamente se consideraron para su clasificación, los resultados obtenidos para el Co-60, el Cs-137 y el Ni-63, los cuales no rebasan los límites establecidos por el R.C.N.R. 10-CFR-60 y 61 en las secciones 55 y 56 de E. U. A, por lo que se recomienda para su manejo y control seguir los requerimientos mínimos para todas las clases de desechos establecidos en las secciones 61.55 (a)(1)(2)(4)(7)(8) y 61.56 (a)(b), del reglamento antes mencionado.

También se observa en las gráficas 3-6, 3-7, 3-8, 3-9 y 3-10, como cada una de las muestras lodosas son el producto de diferentes momentos del lavado anual, efectuado durante la parada del reactor para la recarga de abril de 1993, pues las cuentas van disminuyendo en forma gradual, siendo la más contaminada la 6-D, luego sigue la 9-D, después la 10-D y por último la 13-D, confirmándose con los resultados encontrados para el Ni-63, con la excepción señalada.

Es importante señalar que este trabajo, es solo una parte del análisis de los radionúclidos que se consideran para la clasificación de desechos radiactivos de nivel medio y bajo, por lo que para su CLASIFICACIÓN TOTAL habría que sumar fracciones con los otros, sin embargo sus fracciones son tan pequeñas que de acuerdo a éstas, los resultados encontrados en este trabajo, la Central Nuclear de "LAGUNA VERDE", se encuentra trabajando dentro de los límites establecidos por el R.C.N.R. 10-CFR 60 y 61.

TABLA 4-3

RESULTADOS FINALES, CÁLCULO DE LA SUMA DE LAS FRACCIONES Y CLASIFICACIÓN DE LOS DESECHOS RADIACTIVOS ANALIZADOS.

MUESTRA	Co-60 (Ci/m ³)	Cs-137 (Ci/m ³)	Ni-63 (Ci/m ³)	Fracc. Co-60 (Ci/m ³)/700	Fracc. Cs-137 (Ci/m ³)/1	Fracc. Ni-63 (Ci/m ³)/35	SUMA DE FRACC.	CLASE
RESINA	0.44	<6.48X10 ⁻⁴	0.02	6.28X10 ⁻⁴	6.48X10 ⁻⁴	5.7x10 ⁻⁴	1.8X10 ⁻³	A
6-D	9.5	<1.38X10 ⁻²	0.08	1.35X10 ⁻²	1.38X10 ⁻²	2.3x10 ⁻³	2.9X10 ⁻²	A
9-D	4.9	<6.47X10 ⁻³	0.06	7.0X10 ⁻³	6.47X10 ⁻³	1.7x10 ⁻³	1.5X10 ⁻²	A
10-D	3.7	<4.72X10 ⁻³	0.13	5.28X10 ⁻³	4.72X10 ⁻³	3.7x10 ⁻³	1.4X10 ⁻²	A
13-D	0.23	<8.71X10 ⁻⁴	0.09	3.28X10 ⁻⁴	8.71X10 ⁻⁴	2.6x10 ⁻³	3.7X10 ⁻³	A

Como puede verse en cada una de las muestras el valor de la suma de las fracciones es menor que 1, por lo tanto los desechos son clase A, aunque cabe señalar que para su clasificación final deben considerarse las fracciones de las otras impurezas radiactivas que se encuentran en los iodos.

APÉNDICE

REGLAMENTOS DE LA COMISIÓN FEDERAL REGULADORA 10-CFR-61

1) CLASIFICACIÓN DE DESECHOS (61.55). [18]

a) Clasificación de desechos para depósitos cercanos a la superficie.

1) CONSIDERACIONES.

La determinación de la clasificación de desechos radiactivos involucra dos consideraciones:

Primero, se debe de considerar la concentración del radionúclido de vida media larga (y sus precursores de vida media corta) cuyo peligro potencial persistirá mucho después de que hayan dejado de ser efectivas precauciones tales como controles institucionales, formas mejoradas de desecho y depósitos más profundos de desecho. Estas precauciones retardan el tiempo en que los radionúclidos de vida media larga podrían causar exposiciones. Además, la magnitud de la dosis potencial esta limitada por la concentración y la disponibilidad del radionúclido en el momento de la exposición.

Segundo se deben considerar las concentraciones de los radionúclidos de vida media más corta para los cuales los requerimientos de controles institucionales, formas de desecho y métodos de deposito sean efectivos.

2) CLASES DE DESECHO.

i) **Desecho clase A** es el que generalmente es separado a partir de otra clase de desecho en el sitio de depósito. La forma física y características del desecho clase A debe de cumplir o satisfacer los requerimientos mínimos establecidos más adelante en la sección 61.56(a). Si el desecho clase A también cumple los requerimientos de estabilidad establecidos en la sección 61.56(b), no es necesario separar el desecho para su depósito.

ii) **Desecho clase B**, es aquel que debe satisfacer requerimientos mas rigurosos como forma de desecho a fin de asegurar estabilidad después del depósito. La forma física y características del desecho clase B, debe satisfacer los requerimientos mínimos así como los de estabilidad establecidos en la sección 61.56.

iii) **Desecho clase C** es aquel que no solamente debe satisfacer requerimientos más rigurosos como formas de desecho a fin de asegurar estabilidad, sino que también requieren medidas adicionales en cuanto al equipo de manejo del depósito, para

protegerlo contra intrusiones inesperadas. La forma física y características del desecho clase C debe cumplir o satisfacer los requerimientos mínimos así como los de estabilidad establecidos en la sección 61.56.

iv) El desecho que generalmente no se acepta para depósitos cercanos a la superficie es el desecho para el cual los métodos de forma y de depósito deben ser diferentes y en general más rigurosos que los especificados para el desecho clase C. En ausencia de requerimientos específicos en esta parte, tal desecho debe ser depositado en un depósito geológico como se define en la parte 60 del capítulo de la Comisión Nuclear Reguladora, a menos que la comisión apruebe propuestas para el depósito de tal desecho en un sitio de depósito autorizado de acuerdo con esta parte.

3) CLASIFICACIÓN DETERMINADA POR RADIONÚCLIDOS DE VIDA MEDIA LARGA.

Si el desecho radiactivo contiene solamente los radionúclidos descritos en la tabla A-1, la clasificación deberá ser determinada de acuerdo a lo siguiente:

- i) Si la concentración no excede de 0.1 veces el valor en la tabla A-1, el desecho es clase A.
- ii) Si la concentración excede de 0.1 veces el valor en la tabla A-1, pero no excede el valor de la tabla A-1, el desecho es clase C.
- iii) Si la concentración excede el valor en la tabla A-1, el desecho generalmente no se acepta para ser depositado cerca de la superficie.
- iv) Para desechos que contengan mezclas de radionúclidos listados en la tabla A-1, la concentración total deberá determinarse por la suma de la regla de las fracciones descrita en el párrafo (a)(7) de esta sección.

4) CLASIFICACIÓN DETERMINADA PARA RADIONÚCLIDOS DE VIDA MEDIA CORTA.

Si el desecho radiactivo no contiene alguno de los radionúclidos listados en la tabla-A-1, la clasificación debe ser determinada con base en las concentraciones especificadas en la tabla-A-2. Sin embargo, como se especifica en el párrafo (a)(6) de esta sección, si el desecho radiactivo no contiene ninguno de los núclidos listados en las tablas A-1 o A-2, corresponde a la clase A.

- i) Si la concentración no excede el valor de la columna 1, el desecho es clase A.
- ii) Si la concentración excede el valor de la columna 1, pero no excede el valor de la columna 2, el desecho es clase B.
- iii) Si la concentración excede el valor de la columna 2, pero no excede el valor de la columna 3, el desecho es clase C.

iv) Si la concentración excede el valor de la columna 3, el desecho generalmente no es aceptable para depósitos cercanos a la superficie.

v) Para desechos que contengan mezclas de núclidos listados en la tabla A-2, la concentración total se determinará por la regla de la suma de fracciones, descrita en el párrafo (a)(7) de esta sección.

5) CLASIFICACIÓN DETERMINADA PARA RADIONÚCLIDOS DE VIDA MEDIA CORTA Y VIDA MEDIA LARGA.

Si el desecho radiactivo contiene una mezcla de radionúclidos, algunos de los cuales estén listados en la Tabla A-1 y algunos en la Tabla A-2, la clasificación deberá ser determinada de la forma siguiente:

i) Si la concentración de un núclido listado en la Tabla A-1 no excede en 0.1 veces el valor listado en la Tabla A-1, la clase deberá ser determinada por la concentración de núclidos listados en la Tabla A-2.

ii) Si la concentración de un núclido listado en la Tabla A-1 excede en 0.1 veces el valor listado en la Tabla A-1, pero no excede el valor en la Tabla A-1, el desecho será clase C, siempre y cuando la concentración de núclidos listados en la Tabla A-2 no exceda el valor mostrado en la columna 3 de la Tabla A-2.

6) CLASIFICACIÓN DE DESECHOS CON RADIONÚCLIDOS DIFERENTES A LOS LISTADOS EN LAS TABLAS A-1 Y A-2.

Si el desecho radiactivo no contiene alguno de los núclidos listados en la Tabla A-1 o en la Tabla A-2, es clase A.

7) REGLA DE LA SUMA DE FRACCIONES PARA MEZCLAS DE RADIONÚCLIDOS.

Para determinar la clasificación del desecho que contiene una mezcla de radionúclidos, es necesario determinar la suma de las fracciones, dividiendo la concentración de cada núclido entre el límite apropiado y sumar los valores resultantes. Todos los límites apropiados deberán ser tomados de la misma columna de la misma Tabla A-2. La suma de las fracciones para la columna deberá ser menor que 1.0, si se va determinar la clase de desecho con esa columna. Ejemplo: Un desecho contiene Sr-90 en una concentración de 50 Ci/m³ y Cs-137 en una concentración de 22 Ci/m³. Ya que ambas concentraciones exceden los valores de la columna 1, de la Tabla A-2, deben compararse contra los valores de la columna 2. Para el Sr-90 la fracción $50/150 = 0.33$; para el Cs-137 la fracción $22/44 = 0.5$; la suma de las fracciones es $= 0.83$. Como la suma es menor de 1.0, el desecho es clase B.

8) DETERMINACIÓN DE CONCENTRACIONES EN DESECHOS.

La concentración de un radionúclido se puede determinar por métodos indirectos, tales como el uso de factores de escalamiento, los cuales relacionan la concentración inferida de un radionúclido a otro por medir o la contabilización material de radionúclidos, si existe una certeza razonable de que los métodos indirectos se pueden correlacionar con las mediciones reales. La concentración de un radionúclido puede promediarse sobre el volumen o el peso del desecho, si las unidades se expresan en nanocuries por gramo.

[47 FR 57463, Dec. 27, 1982, como corrección a 54 FR 22583, May 25, 1989]

2) CARACTERÍSTICAS DE LOS DESECHOS (61.56).

a) Los requerimientos siguientes son los mínimos para todas las clases de desechos y tienen la intención de facilitar el manejo en el sitio del depósito, así como proveer protección a la salud y seguridad al personal del sitio del depósito.

1) El desecho no deberá ser empacado para su depósito en cajas de cartón o material de fibras prensadas.

2) El desecho líquido deberá ser solidificado o empacado en material suficientemente absorbente, a fin de absorber dos veces el volumen del líquido.

3) El desecho sólido que contenga líquidos, deberá contener las menores cantidades razonablemente alcanzables de líquido estancado y no corrosivo; pero en ningún caso el líquido debe exceder el 1 % en volumen.

4) El desecho no deberá tener capacidad de detonación fácil, ni de descomposición explosiva, ni de reacción bajo condiciones normales de temperatura y presión, ni de reacción explosiva en agua.

5) El desecho no debe contener, ni ser capaz de generar, cantidades de gases tóxicos, vapores o humos dañinos al personal que transporte, maneje o deposite los desechos. Esto no se aplica a desechos de gases radiactivos empacados de acuerdo al párrafo (a)(7) de esta sección.

6) El desecho no debe ser pirofórico. Los materiales pirofóricos contenidos en el desecho deberán ser tratados, preparados y empacados para que sean no flamables.

7) El desecho en forma de gas debe ser empacado a una presión tal que no exceda de 1.5 atmósferas a 20 °C. La actividad total no deberá exceder de 100 curies por contenedor.

8) El desecho que contenga materiales peligrosos, biológicos, patógenos o infecciosos, deberán ser tratados para reducir al máximo práctico el peligro potencial de los materiales no radiológicos.

b) Los requerimientos de esta sección tienen la intención de proveer estabilidad al desecho. Se pretende que la estabilidad asegure que el desecho no se degrade estructuralmente ni afecte la estabilidad general del sitio mediante hundimientos, derrumbes u otras fallas de la unidad de depósito, conduciendo así a infiltraciones de agua. La estabilidad es también un factor que limita la exposición a intrusos inesperados, ya que provee desechos reconocibles y no dispersables.

1) El desecho debe tener estabilidad estructural. El desecho con forma estructuralmente estable mantiene sus dimensiones físicas y su forma, bajo las condiciones esperadas de depósito, tales como peso por sobrecarga y compactación de equipo, presencia de humedad y actividad microbiana, factores internos tales como efectos de radiación y cambios químicos. La estabilidad estructural puede ser prevista por la propia forma del desecho, procesándolo hacia una forma estable o colocando el desecho en un contenedor o depósito con estructura que ofrezca estabilidad después de efectuado el depósito.

2) No obstante las provisiones de 61.56 (a)(2) y (3), los desechos líquidos o los desechos que contengan líquidos, deberán ser convertidos a una forma que contenga las menores cantidades razonablemente alcanzables de líquido estancado y no corrosivo; pero en ningún caso el líquido excederá el 1 % del volumen del desecho cuando este se encuentre en un contenedor de depósito diseñado para asegurar estabilidad, o 0.5 % del volumen del desecho para desechos procesados a forma estable.

3) Los espacios vacíos dentro del desecho y entre los desechos y sus empaques deben ser reducidos al máximo práctico.

3) ETIQUETADO (61.57).

Cada paquete de desecho debe ser etiquetado claramente a fin de identificar si es de clase A, B o C, de acuerdo con 61.55.

4) REQUERIMIENTOS ALTERNOS PARA CLASIFICACIÓN Y CARACTERÍSTICAS DE DESECHOS (61.58).

La Comisión puede, a petición o por iniciativa propia, autorizar otras estipulaciones para la clasificación y características de desechos sobre bases específicas, si después de una evaluación de las características específicas de los desechos, lugar y método de depósito, encuentra apego razonable en el cumplimiento de los objetivos de desempeño de la Subparte C de esta parte.

5) REQUERIMIENTOS INSTITUCIONALES (61.59).

a) *Propiedad del terreno.* Los depósitos de desechos radiactivos recibidos de otras personas serán permitidos solamente en terreno propiedad del gobierno federal o estatal.

b) *Control Institucional.* El propietario del terreno o la agencia que tenga la custodia realizará un programa institucional de control para físicamente controlar el acceso al sitio de depósito siguiendo con la transferencia de control del sitio de depósito por parte del operador en el sitio del depósito. El programa institucional de control también debe incluir, sin limitarse a la práctica de un programa de monitoreo ambiental en el sitio del depósito, vigilancia periódica, cuidados menores de custodia y otros requerimientos que la Comisión determine; asimismo, la administración de fondos para cubrir los costos de estas actividades. El período del control institucional será determinado por la Comisión, pero no se debe confiar en los controles institucionales por más de 100 años después de la transferencia de control del sitio del depósito al propietario.

TABLA A-1

CONCENTRACIÓN MÁXIMA PERMISIBLE DE RADIONÚCLIDOS DE VIDA MEDIA LARGA, PARA LA CLASIFICACIÓN DE DESECHOS RADIACTIVOS

RADIONÚCLIDO	CONCENTRACIÓN
C-14	8 (Ci/m ³)
C-14 en metales activados	80 (Ci/m ³)
Ni-59 en metales activados	220 (Ci/m ³)
Nb-94 en metales activados	0.2 (Ci/m ³)
Tc-99	3 (Ci/m ³)
I-129	0.08 (Ci/m ³)
Emisión alfa de núclidos transuránicos con vidas medias mayores a cinco años.	100 (nCi/g)
Pu-241	3,500 (nCi/g)
Cm-142	20,000 (nCi/g)

TABLA A-2

CONCENTRACIONES MÁXIMAS PERMISIBLES, PARA LA CLASIFICACIÓN DE DESECHOS RADIACTIVOS CON RADISÓTOPOS DE VIDA MEDIA CORTA.

RADIONÚCLIDOS	CONCENTRACIÓN (Ci/m ³)		
	Columna 1	Columna 2	Columna 3
Total de todos los radionúclidos con vidas medias menores de 5 años.	700	(*)	(*)
H-3	40	(*)	(*)
Co-60	700	(*)	(*)
Ni-63	3.5	70	700
Ni-63 en metales activados	35	700	7000
Sr-90	0.04	150	7000
Ce-137	1	44	4600

(*) No hay límites establecidos para estos radionúclidos en desechos clase A o C. Consideraciones prácticas, como los efectos de la radiación externa y generación interna de calor en el transporte, manejo y depósito, limitará las concentraciones de estos desechos. Estos desechos serán clase B, a menos que las concentraciones de otros núclidos de la Tabla-4-2, determinen el desecho como clase C en forma independiente a estos núclidos.

BIBLIOGRAFÍA

- [1] Comisión Federal de Electricidad (México). Del Fuego a la Energía Nuclear, 1989.
- [2] Comisión Federal de Electricidad (México). Folletos:
"¿ QUE ES UNA CENTRAL NUCLEAR ?"
"¿ QUE ES LA CENTRAL NUCLEOELÉCTRICA DE LAGUNA VERDE ?"
"CENTRAL NUCLEOELÉCTRICA DE LAGUNA VERDE".
- [3] Comisión Federal de Electricidad (México). Curso "Introducción a los Sistemas de reactores BWR". Mayo de 1987.
- [4] MANUEL NAVARRETE, LUIS CABRERA. "Introducción al estudio de los radioisotopos". 2a. Ed. UNAM. Porcia Editores. Mzo. 1993. México.
- [5] HARVEY E. WHITE, Ph. D., Sc. D. "Física Moderna". vol. 2. UTEHA. 1992.
- [6] JENKINS, I.L., et. al., "The Characterization of Activities Associated with Irradiated Fuel Element Cladding. Commission of the European Communities Rep. EUR-7671 En (1982).
- [7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. "Management of Cladding Hulls and Fuel Hardware". Technical Reports Series No. 258, IAEA, Vienna 1985.
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. "Coolant Technology of Water Cooled Reactor: An overview. Technical Reports Series No. 347, IAEA, Vienna 1993.
- [9] GRIGGS, B., "Feasibility Studies for Decontamination and Densification of Chop-Leach Cladding Residues, Battelle Pacific Northwest Labs., Richland, WA, Rep. BNWL-1820, (1978).
- [10] COTTONE, G., "Arising of Cladding Wastes from Nuclear Fuel in the European Community, Commission of the European Communities Rep. EUR-5969 EN (1978).
- [11] PAUL E. TIPPENS. FÍSICA Concepto y Aplicaciones, 3a. Ed., McGRAW-HILL, 1991.
- [12] TABLE DE RADIONUCLEIDES. N. Coursol. Décembre 1982, Décembre 1983 y Janvier 1984.
- [13] M. A. Lone, R. A. Leavitt, D. A. Harrison. "Prompt Gamma Rays, Thermal-Neutron Capture, Atomic Data and Nuclear Tables. 26/1981/537-536. Atomic Energy of Canada, Limited Chalk River Nuclear Laboratories. Chalk River, Ontario K0J1J0, Canada.

- [14] M. NAVARRETE, L. CABRERA, T. MARTINEZ, H. LLAVEN. "Separation of Ni-63 traces from low and medium level radioactive wastes produced during the operation of nuclear power reactors. J. of Radiochem and Nucl. Chem. Letters, (6), 493-497, 1995, ANEXO 1.
- [15] C. M. Lederer, J. M. Hollander, I. Perlman, Table of Isotopes, 6th Ed., J. Wiley, U. S. A., 1967, pag 251.
- [16] Handbook of Analytical Chemistry, Ed. McGraw Hill, U. S. A., 1963, pag. 3-10.
- [17] F. Orozco, Análisis Químico Cuantitativo, Ed. Porrua, México, 1949, pag. 123.
- [18] U. S. A. Nuclear Regulatory Commission Title 10, Energy, paragraph 61.55, Tables 1 and 2, 1989, pag. 588.
- [19] Keenan-Kleinfelter-Wood. Química General Universitaria. C.E.C.S.A. 1986.
- [20] Radionucléides. Commissariat a l' Energie Atomique Bureau National de Métrologie Office des Rayonnements Ionisants. Yvette, France, pags 14, 17, 18 y 51. 1987.
- [21] Ayrault. Loos Neskovik. Fedoroff M., Garnier E., Jones D., 1994, Fixation du Césium Sur hexacyanoferrate de Cu. ème Journées de Radiochim, Orléans, 29-30 septembre 1994.
- [22] Richard Stephenson. Introduction to Nuclear Engineering. McGraw-Hill Book Company. second Edition, 1958.
- [23] A. travesi. Análisis por Activación con neutrones.
- [24] Tabla de radionucléides. Laboratoire De Métrologie des rayonnements ionisantes, (LMRI), Sclay, France, 1987.
- [25] Radiological Health Handbook. Editorial, Bureau of Radiological Health, Rockville Maryland, U.S.A. (1970).

ANEXO 1

Jointly published by
Elsevier Science S. A. Lausanne and
Akadémiai Kiadó, Budapest

J. Radioanal. Nucl. Chem., Letters
199 (6) 493-497 (1995)

SEPARATION OF ^{63}Ni TRACES FROM LOW AND MEDIUM LEVEL RADIOACTIVE WASTES PRODUCED DURING THE OPERATION OF NUCLEAR POWER REACTORS

M. Navarrete, L. Cabrera, T. Martínez, H. Llaven

Faculty of Chemistry, Bldg. D. C.U., UNAM,
04510 México, D.F., México

Received 12 December 1994

Accepted 27 December 1994

The classification of low and medium level radioactive wastes produced regularly by nuclear power plants is becoming ever more important in Mexico, after a few years of running the first of two units, 600 MeV each, in Laguna Verde nuclear power plant. This paper describes a method to separate and detect traces of the weak β -emitter ^{63}Ni , which is one of the activation products used to classify low and medium level radioactive wastes originating from the operation of nuclear power plants.

INTRODUCTION

The effective separation of ^{63}Ni from other traces found in radioactive wastes such as ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{99}Tc and ^{90}Sr is very important when it is necessary to measure accurately low levels of radioactivity by liquid scintillation detection with an associated radioactive interference as low as possible. The Chugaevs' classical reaction with dimethylglyoxime is very sensi-

tive, the precipitation yield being quantitative^{2,3}. However, the scarlet red precipitate formed is very heavy and usually carries considerable amounts of other traces in solution. Also, its solubility in organic solvents, such as ethanol, is limited. On the other hand, a perfectly transparent solution is needed in order to detect by a liquid scintillation system the weak β -particles emitted by ^{63}Ni in the most reproducible conditions. In this way, a method has been tested to solve simultaneously both problems: elimination of the strange radioactive ions carried by the Ni-dimethylglyoxime, by simply washing this complex with a moderately acidic solution, and its final dissolution in an organic solvent, in order to be counted by liquid scintillation from a quite transparent solution.

EXPERIMENTAL

The method was tested with five different radioactive waste samples, low and medium level, produced during the operation of the first unit (GE, 600 MW) in Laguna Verde nuclear power plant. These samples were taken from one exchange resin and from four different muddy materials produced during the cleaning of valves and piping in the heat transfer system. The method applied for the five samples was as follows:

- Washing the material (about 200 mg, wet base) with 6N HCl (10 ml) by stirring continuously with a magnetic stirrer for 2-4 h.
- Filtrate the suspension through filter paper (Millipore, type AA 0.8 μm 25 mm).
- Adjust the solution pH=4 by adding concentrated NH_4OH under a hood (alkaline vapors of NH_4Cl will be released).

- Add $\text{Ni}(\text{NO}_3)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ A.R. (10 mg) as carrier and dissolve it completely.
- Add dimethylglyoxime A.R. (20 mg) dissolved in anhydrous ethanol (2 ml).
- Centrifuge the scarlet red precipitate formed. Discard the liquid in the radioactive waste disposal container.
- Wash twice the precipitate with an acid solution pH=4 (water plus a few drops of 6N HCl) by stirring and centrifuging it. Discard both solutions in the radioactive waste disposal container.
- Put a new acid solution (10 ml) plus the precipitate in a separatory funnel (60 ml).
- Add CHCl_3 A.R. (10 ml) to the funnel. The organic layer will stay under the aqueous layer.
- Shake the funnel for 30 s, allowing the CHCl_3 vapors to be released.
- The nickel complex will be located now in the organic phase. Recover it in a small beaker.
- Add one drop of concentrated HNO_3 . Stir the solution. Add one drop more and stir it again.
- Mix each sample with the scintillation solution (10 ml) (POPOP 0.1 g, PPO 5 g l^{-1} toluene). Put the cocktails in the dark for 48 h before counting them in the liquid scintillation counter (Packard Minax beta, Tricarb 4000 Series). Adjust the gain of the counter in order to get a suitable channel for the weak β -particles detected ($E_M = 0.067 \text{ MeV}$)⁴

RESULTS AND DISCUSSION

After washing with an acidic solution (6N HCl) (10 ml) and stirring for 2-4 h, the whole γ -emission from every solid sample dropped below 2% of that detected before

TABLE 1
 Results of radioactive ^{63}Ni level in five radioactive waste samples produced by Laguna Verde Nuclear Power Central

Sample	Density, g ml^{-1}	Activity, Ci m^{-3}
Resin 1	0.7487	0.02 ± 0.001
Mud 1	1.2085	0.08 ± 0.004
Mud 2	1.1360	0.06 ± 0.003
Mud 3	1.0945	0.13 ± 0.007
Mud 4	1.3873	0.09 ± 0.005

washing. So, a decontamination factor of 98% was obtained. Three standard aqueous solutions (10 ml) (pH=4) of ^{63}Ni (Amersham, NS B 1) with known activities (0.1, 0.01 and 0.001 $\mu\text{Ci}/10 \text{ ml}$) were prepared. Following the procedure described with these solutions of known ^{63}Ni activity, the detection efficiency was obtained (95%). Multiplying by the decontamination factor, the overall efficiency of the method was determined (over 93%). Dividing the counts obtained from each sample by the overall efficiency, the radioactive level of was determined (dpm g^{-1}). The unit suggested by the U.S. Nuclear Regulatory Commission to classify medium and low level radioactive wastes contaminated by radioisotopes other than transuranic elements is Ci m^{-3} (Ref. (1)). So, the density of each sample was obtained by weighing a known volume (wet basis). Results of 5 samples (one resin, four muds) are given in Table 1. These five samples showed a radioactive ^{63}Ni level much lower that the upper limit fixed by the U.S. Nuclear Regulatory Commission for type A radioactive wastes (3.5 Ci m^{-3})¹.

*

The authors express their appreciation to Laboratorio de Ingeniería Ambiental, CFE, Farallón. Ver., whose confidence and support made it possible to initiate this type of analysis in Mexico.

REFERENCES

1. US Nuclear Regulatory Commission Title 10, Energy, paragraph 61.55, Tables 1 and 2, 1989, p. 588.
2. Handbook of Analytical Chemistry, Ed. McGraw Hill, USA, 1963, p. 3-10.
3. F. Orozco, Análisis Químico Cuantitativo, Ed. Porrúa, México, 1949, p. 123.
4. C.M. Lederer, J.M. Hollander, I. Perlman, Table of Isotopes, 6th Ed., J. Wiley, USA, 1967, p. 251.