

3
2eje



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTONOMA
DE MEXICO

FACULTAD DE ESTUDIOS SUPERIORES

CUAUTITLAN



“ IMPORTANCIA DE LA CALIDAD DEL AGUA DE
ALIMENTACION DEL REACTOR NUCLEAR DE
POTENCIA (BWR) DE LA PLANTA
NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE ”

T E S I S

QUE PARA OBTENER EL TITULO DE

Q U I M I C O

P R E S E N T A

LUIS CANDIDO BOBADILLA GALINDO

ASESOR: M. EN C. RICARDO P. HERNANDEZ GARCIA

CUAUTITLAN, IZCALLI, EDO. DE MEXICO

1994

TESIS CON
FALLA DE ORIGEN



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 está 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.



UNIVERSIDAD NACIONAL
AVENIDA DE
MEXICO

FACULTAD DE ESTUDIOS SUPERIORES CUAUTITLAN
UNIDAD DE LA ADMINISTRACION ESCOLAR
DEPARTAMENTO DE EXAMENES PROFESIONALES

U. N. A. M.
FACULTAD DE ESTUDIOS
SUPERIORES CUAUTITLAN
ASUNTO: VOTOS APROBATORIOS



Departamento de
Exámenes Profesionales

DR. JAIME KELLER TORRES
DIRECTOR DE LA FES-CUAUTITLAN
P R E S E N T E .

AT'N: Ing. Rafael Rodriguez Ceballos
Jefe del Departamento de Exámenes
Profesionales de la F.E.S. - C.

Con base en el art. 28 del Reglamento General de Exámenes, nos permitimos comunicar a usted que revisamos la TESIS TITULADA:

"Importancia de la Calidad del Agua de Alimentación del
Reactor Nuclear de Potencia (BWR) de la Planta Nucleoeléctrica
Laguna Verde".

que presenta el pasante: Luis Cándido Robadilla Galindo
con número de cuenta: 7952980-4 para obtener el TITULO de:
Químico.

Considerando que dicha tesis reúne los requisitos necesarios para ser discutida en el EXAMEN PROFESIONAL correspondiente, otorgamos nuestro VOTO APROBATORIO.

A T E N T A M E N T E .
"POR MI RAZA HABLARA EL ESPIRITU"
Cuautitlán Izcalli, Edo. de Méx., a 2 de Mayo de 1974.

PRESIDENTE	M. en C. Guadalupe Pérez Caballero.	
VOCAL	Dr. José Luis Jurado Baizabal.	
SECRETARIO	M. en C. Ricardo P. Hernández García.	
PRIMER SUPLENTE	I. A. Rosa Maribel Rodríguez Montoya.	
SEGUNDO SUPLENTE	I. A. Margarita Alonso Espinosa.	

GRACIAS

A DIOS

A MIS PADRES

CHEPITU Y CARMEN

Y MIS QUERIDOS HERMANOS

CAMILO, JORGE, TERE, GUADALUPE, ROSY
EN ESPECIAL A LA GRAN TERE POR SU
ENORME Y PERMANENTE APOYO

A LAS HERMOSAS FAMILIAS

REVILLA VAZQUEZ Y HERNANDEZ GARCIA

A TODOS MIS FAMOSOS AMIGOS

RICARDO, SOFI, NEWTON, MARU, JAVIER, CARO,
ALMA, MANUELON, PEGUE, FELIPE, CHUCHO, MARIO,
SIMON, ANTONIO, ISAI, JAIME, CARRILLO, ANDRES

A TODOS AQUELLOS MAESTROS QUE ME BRINDARON
SU APOYO

UN PROFUNDO AGRADECIMIENTO A MI AMADA PATRIA MEXICO, QUE
ME HA BRINDADO LA OPORTUNIDAD DE REALIZAR MIS ESTUDIOS

INDICE

CAPITULO I	1
OBJETIVOS	2
CAPITULO II	3
2.1.-INTRODUCCION	4
2.2.-ANTECEDENTES DE LA PLANTA NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE	6
CAPITULO III	8
3.0.-DESCRIPCION TEORICA DE COMO PROCEDE LA REACCION DE FISION EN CADENA EN UN REACTOR NUCLEAR DE POTENCIA DEL TIPO BWR	9
3.1.-REACCION DE FISION	10
3.2.-REACCION DE FISION EN CADENA	10
3.3.-MODOS DE INTERACCION ENTRE LOS NEUTRONES Y LOS NUCLIDOS PRESENTES EN UN REACTOR NUCLEAR DE POTENCIA DEL TIPO BWR	10
3.3.1.-SECCION EFICAZ MICROSCOPICA Y SECCION EFICAZ MACROSCOPICA	11
3.3.2.-BIOGRAFIA TIPICA DE UN NEUTRON DE FISION EN UN REACTOR NUCLEAR DE POTENCIA DEL TIPO BWR	12
3.4.-JUZTIFICACION DEL ENRIQUECIMIENTO DEL URANIO EN ISOTOPO 235 PARA LA REACCION DE FISION EN UN REACTOR NUCLEAR DE POTENCIA DEL TIPO BRW	13
3.5.-PAPEL DEL AGUA DE ALIMENTACION EN LA REACCION DE FISION EN UN REACTOR NUCLEAR DE POTENCIA DEL TIPO BWR	15

3.6.-PRODUCCION Y FUENTE DE NEUTRONES EN UN REACTOR NUCLEAR DE POTENCIA DEL TIPO BWR	15
3.7.-DESCRIPCION DEL ARREGLO DEL COMBUSTIBLE Y LAS BARRAS DE CONTROL EN EL NUCLEO DEL REACTOR DE LA PLANTA NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE	17
3.8.-FLUJO DEL AGUA DE ALIMENTACION DENTRO DEL REACTOR NUCLEAR DE POTENCIA DEL TIPO BWR EMPLEADO EN LA PLANTA NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE	19
3.9.-DESCRIPCION DE COMO PROCEDE LA REACCION DE FISION EN CADENA EN UN REACTOR NUCLEAR DE POTENCIA DEL TIPO BWR (EMPLEADO EN LA PLANTA NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE)	20

CAPITULO IV

4.0.-PROCEDENCIA DEL AGUA QUE ES EMPLEADA PARA LA ALIMENTACION DEL REACTOR DE LA PLANTA NUCLEO ELECTRICA LAGUNA VERDE	24
4.1.-TRATAMIENTO AL AGUA DE POZO, EN LA PLANTA NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE, CON OBJETO DE PODER USARLA PARA EL CICLO DE ENFRIAMIENTO DEL REACTOR ENFRIAMIENTO DE EQUIPO MECANICO, ETC.	24
4.2.-DESCRIPCION DEL CICLO DEL AGUA DE ENFRIAMIENTO DEL REACTOR DE LA PLANTA NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE	27
4.3.-CALIDAD DEL AGUA DE ALIMENTACION DEL REACTOR NUCLEAR DE POTENCIA DE LA PLANTA NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE	34
4.4.-PROBLEMAS QUE PUEDEN PRESENTARSE EN LA PLANTA NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE, DEBIDO AL INCUMPLIMIENTO DE LA CALIDAD DEL AGUA DE ALIMENTACION DEL REACTOR	36
4.4.1.-CORROSION	36
4.4.2.-PROBLEMAS DEL TIPO NUCLEAR	41
4.5.-DECAIMIENTO RADIOACTIVO	48
4.5.1.-ACTIVIDAD	48
4.5.2.-ACTIVIDAD ESPECIFICA	49

4.6.-LIMITES QUIMICOS PARA LAS CONDICIONES OPERACIONALES DEL REACTOR NUCLEAR DE POTENCIA DE LA PLANTA NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE	49
4.7.-VIGILANCIA DE LOS REQUERIMIENTOS	51
4.8.-LIMITES DE ACTIVIDAD ESPECIFICA DEL SISTEMA DEL AGUA DE ENFRIAMIENTO DEL REACTOR NUCLEAR DE POTENCIA PARA LAS CONDICIONES OPERACIONALES DE LA PLANTA NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE	52
CAPITULO V	56
CONCLUSIONES	57
CAPITULO VI	58
ANEXOS	59
CAPITULO VII	87
BIBLIOGRAFIA	88

CAPITULO I

OBJETIVOS

1.- Describir la calidad del agua del ciclo de enfriamiento del reactor de la planta nucleoelectrica LAGUNA VERDE.

2.- Analizar las razones por las cuales el agua de alimentación del reactor debe cumplir dicha calidad.

3.- Describir los problemas que pueden presentarse en caso de no cumplir con la calidad del agua de alimentación del reactor de la PLANTA NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE .

CAPITULO 11

2.1.- INTRODUCCION

El uso de la energía nuclear para fines pacíficos, se empezó a considerar después de la Segunda Guerra Mundial. La primera planta nucleoelectrica se puso en operación en 1956 en Calder Hall (Inglaterra), utilizando como fuente de calor la reacción nuclear controlada del isótopo 235 del uranio al ser bombardeado por neutrones lentos. A partir de la fecha citada, y con base en el isótopo 235 como combustible, se han venido desarrollando programas de instalación de plantas nucleoelectricas como medio para resolver la creciente demanda de energía eléctrica en el mundo.

En México, la energía nuclear va a desempeñar un papel importante en la generación de energía eléctrica en un futuro próximo, siendo muy posible que el isótopo uranio 235, sea el combustible dominante, al menos por el momento, por garantías de operación y facilidad de fisión en reactores nucleares de potencia enfriados por agua ligera.

En la naturaleza existe el uranio en forma de óxido de uranio (U_3O_8), ligado a diversas rocas fundamentalmente arcillas, cuarzo, fosfatos, esquistos, etc.

La proporción del óxido de uranio en las rocas es muy variada según los yacimientos y, aproximadamente del orden del 1%. Ahora bien, la riqueza del uranio 235 en el óxido es tan sólo del 0.7%, mientras que el uranio 238 está en un 99.3%, pero éste no presenta las mismas facilidades de fisión que aquel. La fisión del núcleo o desintegración atómica del uranio 235, que es un elemento pesado, en otros más ligeros, se realiza bombardeando el átomo con neutrones, empleando un moderador de la velocidad de los neutrones (agua ligera, agua pesada, grafito, etc.) lo que da lugar a 40 isótopos de átomos ligeros con pérdida de masa que se cuantifica

según la ecuación de Einstein ($E = m c^2$), es decir, en energía dinámica de los fragmentos de fisión y energía radiante los cuales se manifiestan en forma de calor, esto es la energía aprovechable.

Buscando equivalencia la fisión de un gramo de uranio 235, produce las mismas calorías que dos TM de combustóleo, es decir, 171 TM de óxido de uranio (U_2O_5) generan aproximadamente 1,000 MW año de energía en reactores nucleares de potencia enfriados por agua ligera (BWR).

Actualmente en México, en el municipio de Alto Lucero Veracruz, se encuentra ya construida y operando comercialmente (generando electricidad) desde 1990 una unidad nucleoelectrónica, mientras se continúa construyendo ahí mismo la segunda unidad. Dicha planta se llama "Laguna Verde" por estar junto a dicha laguna.

Cada unidad generará 670 MW, serán empleados ahí reactores del tipo BWR (*boiler water reactor*) vendidos y fabricados por la compañía americana *General Electric*.

2.2.- ANTECEDENTES DE LA PLANTA NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE

2.2.1.-Perfil del Licenciamiento para Diseño, Construcción, Operación de la Planta Nucleoeléctrica Laguna Verde.

Durante el período presidencial del licenciado Adolfo Lopez Mateos, se analizaron y evaluaron los recursos energéticos y la capacidad instalada para generar energía eléctrica del país, en torno al creciente desarrollo tecnológico inherente a las necesidades propias del país a corto y largo plazo, el posible agotamiento de las reservas de petróleo, el avance tecnológico de los países desarrollados, en el campo de la energía nuclear empleada como medio para la generación de energía eléctrica, y la reserva natural de uranio en México.

Como resultado de dichos estudios se concluyó que es menester contar con una planta nucleoelectrónica con un reactor del tipo BWR en el país, la cual empleará como combustible uranio mexicano, enriquecido en el extranjero. Sin embargo, debido a que en ese momento, México carecía de infraestructura humana y tecnológica para las actividades de diseño construcción y operación de dicha planta, estaba imposibilitado para conseguir la licencia de la Comisión Internacional de Energía Atómica, para la construcción y operación de la planta en cuestión. Por tanto, Mexico adoptó los lineamientos que rigen a la compañía norteamericana *General Electric* (propietaria y vendedora de la tecnología del reactor de potencia nuclear del tipo BWR) respecto al diseño, construcción, operación y calificación del personal para que pueda desempeñar una labor específica ya sea en el diseño / construcción / operación de una planta nucleoelectrónica con un reactor del tipo BWR. Dichos lineamientos forman parte de las leyes federales de los Estados Unidos de Norteamérica, es decir, se trata de los Códigos Federales de Regulación (CFR) y aunado a éstos están también los Lineamientos del Instituto Nacional Americano de Estándares

(ANSI). Ambos lineamientos acreditados ante la Comisión Internacional de Energía Atómica.

2.2.2.- Perfil de Seguridad.

En la construcción de una planta nucleoelectrica deben contemplarse todos los factores que pueden ocasionar problemas en la operación de ésta. De ahí que se considere lo siguiente:

La planta nucleoelectrica Laguna Verde se encuentra localizada sobre un suelo que según estudios geológicos, es rocoso y de una sola pieza llamada "Macizo de la Villa Rica", es decir, se trata de un lugar donde las posibilidades de sismos son muy remotas.

Por otra parte, la cimentación, piso y paredes de los edificios son construidos para resistir posibles ataques terroristas con explosivos.

Los edificios de la unidad nucleoelectrica tienen además la función de atenuante o blindaje ante la posible fuga de contaminación radioactiva.

Determinadas tuberías, equipo y soportería instalados en la unidad nucleoelectrica Laguna Verde, son de características especiales, de tal manera que soporten condiciones adversas que ninguna otra planta convencional enfrentaría.

Las características químicas del agua de alimentación del reactor juegan un papel trascendental, por ende, es menester contar con sistemas de tratamiento de agua a la altura de dicha planta.

El porque debe cumplir el agua de alimentación al reactor con ciertas características químicas, es tema en torno al cual se disertará en la presente tesis.

CAPITULO III

3.0.- JUSTIFICACION TEORICA DE COMO PROCEDE LA REACCION DE FISION EN CADENA , EN EL REACTOR NUCLEAR DE POTENCIA DEL TIPO BWR.

3.1.- REACCION DE FISION :

Es una reacción nuclear en la que un neutrón es absorbido por un núcleo de ciertos elementos químicos, produciéndose su ruptura en dos fragmentos cuyas masas son del mismo orden de magnitud; al mismo tiempo se produce la emisión de un número variable de neutrones, aproximadamente 2.5 y unos 200 Mev de energía. También hay emisión de diversas radiaciones al instante mismo de la fisión y posteriormente, desde los fragmentos de fisión que están altamente excitados.

Los elementos químicos naturales que pueden sufrir el proceso de fisión son los isótopos del uranio y del torio. Además, hay otros elementos químicos, producidos artificialmente, que también pueden sufrir este proceso, tal es el caso del plutonio y en general, de todos los transuránicos. En cuanto a los fragmentos de fisión y sus productos de desintegración, corresponden prácticamente a todos los elementos de la clasificación periódica y sus isótopos.

3.2.- REACCION DE FISION EN CADENA :

Al principio de la operación del reactor nuclear de potencia, del tipo BWR, su combustible está limpio (no ha tenido ninguna reacción nuclear), por tanto para iniciar la reacción de fisión, se suministran neutrones por medio de la fuente de neutrones. Una vez que el combustible sufre la primera reacción de fisión se producen 2.5 neutrones por átomo de uranio 235 en promedio. Estos neutrones tendrán un ciclo (figura 13), al final del cual algunos producirán fisión, obteniéndose nuevamente más neutrones para repetir el ciclo sucesivamente. A esto se le llama reacción en cadena y continúa hasta que se agota el combustible o hasta que se

suspende la reacción por un medio preestablecido.

En el reactor nuclear existen núclidos de material fisionable (combustible), los del material de estructura y los del refrigerante (agua de alimentación). Además, como consecuencia de las fisiones aparecen fragmentos de fisión y sus productos de desintegración, es decir, gran parte de los isótopos de la mayoría de los elementos químicos. Por tanto, para comprender las condiciones en las que puede tener lugar una reacción en cadena automantenida, es preciso conocer los modos de interacción entre los neutrones y todos los núclidos presentes en dicho reactor.

3.3.- MODOS DE INTERACCION ENTRE LOS NEUTRONES Y LOS NUCLIDOS PRESENTES EN UN REACTOR NUCLEAR DE POTENCIA DEL TIPO BWR.

a) CAPTURA

Todos los núclidos presentes en el reactor pueden capturar neutrones. Este proceso se llama captura radiante, porque generalmente va seguida de la emisión de un *quantum* de energía, también se llama captura parásita porque en ella el neutrón se pierde inutilmente para la reacción en cadena. Algunos elementos como el xenon-135 y el samario-149 (los cuales son productos de fisión) tienen tal avidez por capturar neutrones que su presencia en el reactor puede llegar a impedir la reacción en cadena.

b) DISPERSION

Es un caso de colisión entre el neutrón y cualquier núclido; en este proceso el neutrón cambia de dirección y energía. Hay dos clases de dispersión, la elástica y la inelástica, en la primera la pérdida energética del neutrón es grande o pequeña según que interaccione con un núcleo ligero o pesado respectivamente. En la segunda, que sólo tiene lugar con núcleos pesados, la pérdida es

más bien grande.

c) FUGA

Aunque no puede decirse estrictamente que este es un tipo de interacción, tiene tanto que ver con el balance de pérdidas y ganancias neutrónicas como la absorción, y además en determinadas circunstancias puede tener un tratamiento matemático similar.

d) FISION. Reacción nuclear ya desglosada.

3.3.1.-SECCION EFICAZ MICROSCOPICA Y SECCION EFICAZ MACROSCOPICA

La probabilidad de que tenga lugar cada uno de estos procesos depende de la energía del neutrón, y del núclido con el que interacciona, siendo la sección eficaz microscópica, σ , la magnitud que determina cuantitativamente la frecuencia de cada proceso. La sección eficaz es una medida de la probabilidad de que ocurra una reacción en particular del neutrón, y los valores se dan barns (1 barn = 10^{-24} cm²). Dichas cantidades representan las áreas blanco del núclido en particular para interaccionar con el neutrón, es decir, el número de barns es el área blanco efectiva para cada átomo de cada elemento químico. La sección eficaz por átomo es llamada sección eficaz microscópica (σ), existe otro tipo de sección eficaz llamada sección eficaz macroscópica (Σ), que es simplemente la sección eficaz microscópica multiplicada por el número de átomos en un centímetro cúbico, es decir, $\Sigma = \sigma N$. Dado que los distintos núcleos pueden interaccionar con el neutrón en las distintas formas ya descritas, en mayor o menor grado, a cada una de estas formas le corresponde una sección eficaz microscópica (de absorción, de dispersión y de fisión) distinta en cada núcleo, es decir :

$$\Sigma_T = \sigma_a N + \sigma_s N + \sigma_f N$$

donde :

- σ_a es la sección eficaz microscópica de absorción
- σ_s es la sección eficaz microscópica de dispersión
- σ_f es la sección eficaz microscópica de fisión

y para saber cual predomina en un núcleo determinado se obtienen los cocientes σ_f/σ_a , σ_s/σ_a , σ_s/σ_f , σ_a/σ_f , σ_f/σ_s y se comparan entre sí.

3.3.2.-BIOGRAFIA TIPICA DE UN NEUTRON DE FISION EN UN REACTOR NUCLEAR DE POTENCIA DEL TIPO BWR (FIG. 13).

Considerando todas las interacciones que puedan tener lugar, una "biografía típica de un neutrón de fisión puede ser la siguiente :

1.- Nacimieto por fisión con una energía de alrededor de 2 MeV (neutrones rápidos) y velocidad de aproximadamente 20,000 km/s.

2.- Después puede sufrir cualquiera de los siguientes "destinos" :

a) Puede sufrir varias colisiones de dispersión en las que la pérdida energética dependerá de las circunstancias de cada una. Si el número de colisiones y su naturaleza es adecuada el neutrón perderá su energía hasta que llegue a tener la correspondiente a la agitación térmica de los núcleos del medio (0.025 eV), estado en el cual puede provocar fisión.

Esa región de energía y los neutrones que se encuentran en ella reciben el calificativo de térmicos (con velocidad aproximada de 2 km/s).

b) Puede escaparse del sistema.

c) Puede ser capturado.

d) O bien puede provocar una fisión, con lo que aparecerán 2.5 neutrones en promedio que recomenzarán el ciclo.

De lo anterior surge la necesidad de conocer la sección eficaz

microscópica (σ) para cada uno de estos procesos.

3.4.-JUSTIFICACION DEL ENRIQUECIMIENTO DEL URANIO EN ISOTOPO 235 PARA LA REACCION DE FISION EN UN REACTOR NUCLEAR DE POTENCIA DEL TIPO BWR.

En lo que a la fisión se refiere, el uranio 235, que sólo constituye el 0.7% del total en el uranio natural, tiene una sección eficaz microscópica de fisión (σ_f) muy razonable en todo el intervalo de energías, elevándose enormemente en la zona térmica. En cambio el uranio 238, cuya abundancia en el uranio natural es de aproximadamente del 99.7%, tiene una sección eficaz microscópica de fisión más pequeña en la zona rápida, y además se anula a 1.1 MeV aproximadamente. Este núclido presenta también a altas energías una sección eficaz microscópica de dispersión inelástica bastante elevada, con lo que es muy probable que un neutrón de fisión, mediante este proceso, sea precipitado hacia la región intermedia en la que la sección eficaz microscópica de captura radiante toma valores muy elevados con lo que la probabilidad de absorción es prácticamente la unidad. El análisis de esta región, llamada "resonante" a cuenta de la variación de la sección eficaz microscópica de captura con la energía, es extremadamente importante por su incidencia en la economía neutrónica.

Al ser el neutrón el agente que induce la fisión, que a su vez produce la energía que se desea aprovechar, es preciso conocer para cada energía, o por lo menos en el intervalo energético de interés, el balance entre pérdidas y ganancias neutrónicas. Este balance puede expresarse simbólicamente de la forma siguiente:

$$\text{Producción}/(\text{cm}^2 \text{ s}) - (\text{absorción} + \text{fugas})/(\text{cm}^2 \text{ s}) = \delta n / \delta t$$

donde el segundo miembro expresa la variación de la densidad

neutrónica con el tiempo, si $\delta n/\delta t$ es negativo, quiere decir que predominan las pérdidas sobre las producciones, y en consecuencia, habrá menos neutrones en el sistema. Si, por el contrario, es $\delta n/\delta t$ mayor que cero, quiere decir que predominan la producción de neutrones y en consecuencia de energía, que habrá de ser extraída de alguna manera; en caso contrario, llegaría a deteriorarse la integridad física del sistema como consecuencia de la elevación excesiva de la temperatura.

Si el balance en cuestión se establece en un sistema constituido exclusivamente por el combustible nuclear más sencillo, es decir, uranio natural, la reacción nuclear en cadena automantenida resulta ser inviable. Las razones son las siguientes :

Los neutrones de fisión que nacen con una energía que por término medio vale 2 MeV pueden fisionar al uranio 235 o al uranio 238, pero además tienen una elevada probabilidad de sufrir una dispersión de tipo inelástico con el uranio 238 que reduzca de energía por debajo de 1.1 MeV, con lo cual ya no podrán inducir fisión en el uranio 238. Esos neutrones si no se escapan del sistema o son capturados por algunos de los núclidos presentes, ingresarán después de sufrir algunas colisiones, en la zona de las resonancias, donde la probabilidad de ser capturado por el uranio 238 es elevadísima. De esta forma no llegará prácticamente ninguno a la zona térmica, donde el uranio 235 tiene una sección eficaz microscópica de fisión muy elevada.

Así pues, en estas condiciones, la economía neutrónica es muy pobre y el balance es negativo. Teniendo en cuenta que el responsable de esta situación es el uranio 238, un procedimiento para conseguir que el balance sea positivo consistiría en eliminarlo total o parcialmente, es decir, enriquecer el sistema en uranio 235. En un reactor de estas características, la mayoría de las fisiones ocurren a elevadas energías, del orden de 1 MeV, por lo que recibe el nombre de REACTOR RAPIDO.

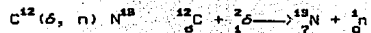
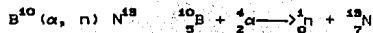
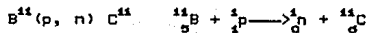
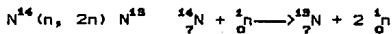
3.5.-PAPEL DEL AGUA DE ALIMENTACION EN LA REACCION DE FISION EN UN REACTOR NUCLEAR DE POTENCIA DEL TIPO BWR.

Teniendo en cuenta que el uranio 235 tiene una sección eficaz microscópica de fisión muy elevada en la zona térmica, otro procedimiento de obtener un balance positivo consiste en conseguir que los neutrones lleguen a dicha zona sin apenas entretenerse en la zona resonante, donde serían capturados por el uranio 238, esto se consigue añadiendo al sistema un material (agua ligera) que tenga gran probabilidad de dispersión de neutrones y que, por colisión, les haga perder gran cantidad de energía de manera que ingresen en la zona térmica. Este tipo de materiales reciben el nombre de moderadores, y los reactores en los que están presentes en cantidad suficiente, tienen el máximo de fisiones en la zona térmica, 0.025 eV, por lo que se llaman REACTORES TERMICOS.

Estos reactores tienen la ventaja frente a los rápidos de que emplean el material moderador simultáneamente como refrigerante. Este es el caso de los REACTORES DE AGUA HIRVIENTE (BWR) de Laguna Verde.

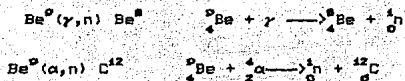
3.6.-PRODUCCION Y FUENTE DE NEUTRONES

Para iniciar la reacción de fisión en el reactor de potencia nuclear, se deben suministrar neutrones. Estos neutrones se obtienen por reacciones nucleares llamadas caminos irregulares para la producción de neutrones. Entre estos caminos, o reacciones, existen las siguientes:



En estas reacciones se debe tener una partícula (n , p , α , δ) para bombardear el núcleo blanco y efectuar la reacción nuclear.

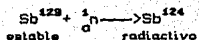
Otra reacción, más utilizada, es la $Be^9(\gamma, n) Be^8$. Tiene la ventaja de que el núcleo resultante (Be^8), se rompe espontáneamente en dos partículas alfa que dan lugar a la reacción $Be^9(\alpha, n) C^{12}$, es decir,:



Como se puede observar, el berilio (Be^9) proporciona neutrones por dos caminos y lo único que necesita son gamas para efectuar dichas reacciones.

Ahora, únicamente falta un núcleo que decaiga por gamas. De ahí que podrían ser el radio (Ra^{226}), el plutonio (Pu^{240}) o el antimonio (Sb^{210}), sin embargo, el radio resulta ser demasiado caro; el plutonio se funde a temperaturas relativamente bajas, esto hace que se elija al antimonio, que es barato y no se funde a la temperatura de operación del reactor, de ahí que se use el Be^9-Sb^{124} como fuente de neutrones en el reactor de agua hirviendo (BWR).

En la naturaleza existe antimonio que es estable; sin embargo, tiene una sección eficaz de absorción de 3 barns para formar el antimonio 124 que decae por gamas. Por tanto, para obtener el antimonio 124 se somete una barra de antimonio 123 al flujo de neutrones de un reactor que este operando a potencia, es decir:



luego:



3.7.- DESCRIPCIÓN DEL ARREGLO DEL COMBUSTIBLE Y LAS BARRAS DE CONTROL EN EL NÚCLEO DEL REACTOR DE LA PLANTA NUCLEOELÉCTRICA LAGUNA VERDE.

Para comprender claramente dicho arreglo se describen a continuación, sus componentes por separado, y finalmente en conjunto (ver figuras 1 y 2).

3.7.1.- Barra del Combustible :

Está constituida por un tubo de aleación llamada Zircaloy 2, en su interior van colocadas, una sobre otra, las pastillas de uranio enriquecido (con diámetro de 1.04 cm y longitud de 1.04 cm), las cuales se mantienen unidas por la presión que ejerce sobre ellas un resorte de acero inoxidable con núcleo de aleación de zirconio, dicho resorte se encuentra en la parte superior interna del tubo. Este espacio superior sirve para contener los gases producto de fisión del combustible (figura 3).

Nota

Los cilindros o pastillas de combustible están sinterizados, es decir, recubiertos de porcelana. Esto confiere a las pastillas mayor densidad así como también más alta resistencia mecánica y térmica.

El material de Zircaloy-2, es una aleación a base de zirconio (principalmente), lo cual le confiere a la aleación alta resistencia a altas temperaturas; a la vez actúa como barrera a los productos de fisión.

3.7.2.- Ensamble de la Barra de Control:

Consiste en una cruceta hueca (figura 4) de aleación Zircaloy-2 (dimensiones: 363.22 cm de largo y 12.38 cm por ala), en cuyo interior van instaladas 9 barras de carburo de boro en cada ala.

Dicha cruceta está provista en su parte inferior (fuera del núcleo del reactor) de un tubo guía (figura 5) para asegurar que su estado y su movimiento sea vertical. Además este tubo tiene cuatro puertos para la entrada del agua hacia el ensamble del combustible (figura 6).

Nota

El boro es un absorbedor muy fuerte de neutrones debido a su elevada sección eficaz microscópica.

3.7.3.- Barra de Agua :

Consiste en un tubo de Zircaloy-2, con diámetro externo de 1.5 cm y diámetro interior de 1.35 cm y longitud de 405.1 cm, a través del cual circula el agua dentro del ensamble de combustible (figura 7).

3.7.4.- Ensamble del Combustible:

Es así llamado el conjunto de 64 barras, 62 de combustible enriquecido y 2 de agua, que van en un contenedor de acero inoxidable, en orden de 8 por 8 (figuras 2 y 7).

A cada lado de la cruceta o barra de control va instalado un ensamble, es decir, por cada barra de control van montados cuatro ensambles de combustible. Cada ensamble de combustible va soportado en la parte inferior, y por la parte superior (barra de control y los 4 ensambles de combustible) entra en una guía de acero inoxidable (figuras 8, 9 y 10).

3.7.5.- Barra Fuente de Neutrones:

Consiste en un tubo que tiene en su interior cápsulas de antimonio irradiado y por lado de la carcaza berilio (figura 11).

En la figura 12 se presenta una vista superior del plato soporte del núcleo del reactor, así como los orificios en éste, para los soportes de los ensambles y las localizaciones de las fuentes de neutrones e instrumentos de monitoreo.

3.8.-FLUJO DEL AGUA DE ALIMENTACION DENTRO DEL REACTOR NUCLEAR DE POTENCIA DEL TIPO BWR EMPLEADO EN LA PLANTA NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE.

El agua de alimentación entra al reactor (el flujo de esta agua fuera del reactor se explicará en el siguiente capítulo), por la parte lateral superior (figura 1), y entra a la coraza del reactor, ahí fluye hacia la parte inferior, en donde ocurre lo siguiente :

El agua del reactor se succiona por dos bombas (cada una con su respectiva tubería de succión), que descargan agua hacia diez tuberías verticales através de las cuales, circula el agua de manera ascendente, al llegar a la parte superior de dichas tuberías se reparte en cantidades iguales hacia dos bombas de chorro. Posteriormente, en la garganta de la tobera de dichas bombas (figura 14), el agua recirculada succiona agua de la que circula por la coraza del reactor, y por ende, se mezclan dichas aguas, las cuales se descargan hacia la parte inferior del núcleo. De ahí el agua circulará hacia los ensambles de combustible, a través de los puertos de los tubos guías de las barras de control. La combinación de bombeo de recirculación y bombas de chorro es con el objeto de que el flujo a través de los ensambles sea forzado.

También a través del mecanismo de control de la barra de control se introduce agua a los ensambles de combustible. En este

caso el fluido tiene la función de lubricar y enfriar el mecanismo de control de las barras de control y posteriormente pasa a través de los ensambles de combustible.

Nota

En los periodos de puesta en marcha o paro de la central y en general en los periodos de variación de potencia, la distribución de la temperatura en los distintos componentes serán variables con el tiempo.

Cuando la potencia no varía se alcanza una distribución constante de la temperatura. A este respecto conviene resaltar que la rapidez a la cual se libera energía en el combustible debe ser igual a la rapidez con que se extraiga, básicamente para evitar daños en el combustible. De ahí que la potencia máxima que puede obtenerse del reactor del tipo BWR, está limitada por la temperatura de fusión del combustible.

Como para el combustible la temperatura de fusión es de 4000°F (2204°C), en operación normal del reactor la temperatura central es aproximadamente la mitad de la temperatura de fusión del combustible (la temperatura en el centro de la pastilla es de 3152°F aproximadamente, mientras que próxima al encamisado es de 847°F aproximadamente, la cual es conveniente para evitar la fusión del encamisado que se alcanza a 2200°F).

3.9.-DESCRIPCION DE COMO PROCEDE LA REACCION DE FISION EN CADENA EN UN REACTOR NUCLEAR DE POTENCIA DEL TIPO BWR EMPLEADO EN LA PLANTA NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE.

La reacción de fisión en cadena en un reactor nuclear de potencia del tipo BWR ocurre de la siguiente manera:

1° Se suministran neutrones, por medio de la fuente de

neutrones.

2° Estos neutrones son termalizados, función que le corresponde al agua que circula en el reactor (figuras 6,7,14), a través de la coraza del reactor como la que circula a través del núcleo.

3° Los neutrones termalizados producen fisión en algunos ensamblajes, esto es debido a la cantidad de neutrones suministrados por la fuente de neutrones. Como consecuencia de las reacciones de fisión producidas en el combustible, se producen nuevos neutrones.

4° Estos nuevos neutrones se termalizan por el agua, en la forma ya descrita.

5° Se desplazan las barras de control hacia abajo, con el objeto de permitir que los neutrones térmicos produzcan nuevas fisiones y así sucesivamente se propaguen las reacciones de fisión de uno a otro ensamblaje de combustible, por medio de los neutrones liberados.

La distancia que han de bajar las barras de control, se elige en base a la potencia deseada para el reactor, la cual puede ser próxima, igual o menor a la de diseño (según sean las necesidades o políticas de operación de la planta nucleoelectrica en cuestión), es decir, el grado de propagación de las reacciones de fisión del combustible, y por ende, la cantidad de energía liberada por unidad de tiempo, la cual es aprovechada para evaporar el agua.

De lo anterior se observa que el agua absorbe la energía cinética de los neutrones rápidos durante el termalizado, y también absorbe la energía liberada del núcleo, ambas provienen de la reacción de fisión en cadena. Entonces el agua desempeña los siguientes papeles 1) moderador, 2) estabilizador de la

temperatura del núcleo del reactor (refrigerante) y 3) fluido del ciclo de trabajo.

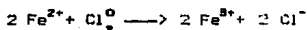
CAPITULO IV

4.0.-PROCEDENCIA DEL AGUA QUE ES EMPLEADA PARA LA ALIMENTACION DEL REACTOR DE LA PLANTA NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE.

El agua que se emplea para la alimentación del reactor de la planta nucleoelectrónica Laguna Verde, se extrae de mantos acuíferos, de pozos localizados en el poblado llamado "El Viejón", cercano a dicha planta. De ahí se envía el agua, por bombeo, hacia la planta a través de tuberías de acero al carbón, y llega al edificio de tratamiento de aguas en la planta. Aquí esta agua se somete a un tratamiento, con objeto de eliminar las impurezas contenidas.

4.1.-TRATAMIENTO AL AGUA DE POZO, EN LA PLANTA NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE, CON OBJETO DE PODER USARLA PARA EL CICLO DE ENFRIAMIENTO DEL REACTOR, ENFRIAMIENTO DEL EQUIPO MECANICO, ETC. (tabla 1, y 1 A).

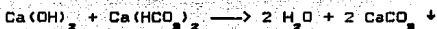
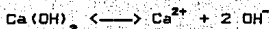
4.1.1.- El agua de pozo, en el edificio de tratamiento de aguas se envía por bombeo hacia un sedimentador, y en el trayecto hacia éste, se le adiciona hipoclorito de sodio. Esto es con la finalidad de matar todos los microorganismos presentes en dicha agua; también es con la intención de oxidar el hierro en estado ferroso al estado férrico:



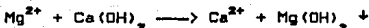
y en esta forma es menos soluble el hierro y, por ende, más fácilmente separable.

4.1.2.- Posteriormente, en un clarificador de colchon de lodos (fig.21) se le adiciona cal hidratada al agua para precipitar carbonato de calcio y de magnesio; esto es debido a que en dicha agua la alcalinidad está en forma de bicarbonato y también se encuentra presente el dióxido de carbono, los cuales reaccionan

con la cal hidratada de la siguiente manera:



y



4.1.3.- Ahí mismo se le adiciona sulfato de aluminio y un polielectrolito (agentes coagulantes y floculantes), para asentar partículas coloidales orgánicas y/o no orgánicas, que se asentarían muy lentamente o no de manera espontánea si éstos no se agregaran. La sedimentación ocurre debido a la coagulación seguida de floculación:

a) Las partículas coloidales se encuentran estabilizadas por cargas negativas en su superficie, lo que les impide aproximarse una con otra, para formar agrupaciones y así sedimentar.

b) Tanto el aluminio como el polielectrolito desestabilizan a los coloides, neutralizando las cargas negativas, dando lugar así a aglomerados de los coloides (coagulación), también un agitador mecánico promueve las colisiones entre estos coloides para inducir que se agrupen.

c) A la vez el aluminio y el polielectrolito forman puentes con los aglomerados de los coloides ocasionando agrupaciones mayores

de éstos (floculación), por ende, su sedimentación.

Los sedimentos y los precipitados (en forma de carbonatos) se depositan de la mitad de la altura del tanque externo para abajo, formando un colchón de lodos fuera del tanque interno. El agua atraviesa el colchón de lodos, reteniéndose así las partículas no sedimentadas y/o no precipitadas aún. Después el agua sale por un rebosadero localizado en la parte superior del tanque externo, concéntrico a éste.

4.1.4.- El agua ahora se hace pasar a través de un filtro de arena de sílice, fluye a través de éste de arriba hacia abajo, esto es con el objeto de retener todas las partículas suspendidas que no hayan sido separadas, lo cual se logra por adsorción y colado.

4.1.5.- El efluente de los filtros de arena, se hace pasar a través de un filtro de carbón activado con la finalidad de separar todo el cloro presente en el agua, lo cual se efectúa por medio de adsorción.

4.1.6.- De ahí, el agua se envía al sistema desmineralizador. Aquí el agua se hace pasar a través de una vasija con resina catiónica luego a través de una vasija con resina aniónica, y por último, se hace pasar a través de una vasija con lecho mixto de resina.

En cada vasija ocurre un proceso de intercambio iónico; en la vasija catiónica se intercambian los protones de la resina por los cationes disueltos en el agua, y en la vasija aniónica los hidroxilos de la resina por los aniones disueltos en el agua. Los protones e hidroxilos intercambiados se combinan para formar agua.

La vasija de lecho mixto tiene por objeto pulir el agua, es decir, tratar de alcanzar un desmineralizado óptimo.

Al salir del lecho mixto, el agua debe haber alcanzado la calidad

que se muestra en la tabla 1. En adelante el agua circulará a través de tuberías de acero inoxidable, para evitar que se contamine.

Del sistema desmineralizador, se envía el agua (conforme sale del lecho mixto) hacia el sistema de suministro de agua desmineralizada; la función de este sistema es enviar dicha agua a todos los edificios de la planta (de control del reactor, del reactor, del turbogenerador, de maquinaria, de desechos radiactivos, de generadores diesel), para usarse en laboratorios químicos, radioquímicos, limpieza y/o lavado de equipo e instrumentación, sello y/o enfriamiento de equipo mecánico, lavado de ropa de trabajadores, sistema de enfriamiento de emergencia del reactor, hacia los tanques de reposición de nivel del condensado y de aquí se envía hacia los desmineralizadores del agua de condensado (donde es tratada hasta cumplir la calidad del agua de alimentación del reactor, tabla 1 A) .

4.2.-DESCRIPCION DEL CICLO DEL AGUA DE ENFRIAMIENTO DEL REACTOR DE LA PLANTA NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE (figura 16, tabla 2)

4.2.1.- El agua de alimentación atraviesa el núcleo del reactor (como ya se explicó en el capítulo anterior), y como consecuencia de esto se evapora.

4.2.2.- El vapor formado sale del núcleo y atraviesa un separador de vapor y posteriormente un secador de vapor con el objeto de condensar la posible humedad que lleve dicho vapor (figura 14).

4.2.3.-El vapor sale del reactor y se dirige a través del tunel de vapor (tubería que va desde el reactor hasta la turbina) hacia la turbina de alta presión. Aquí el vapor realizará el trabajo de girar la turbina, y por ende, perderá presión y temperatura es

decir, parte de la energía calorífica del vapor se transformará en energía mecánica (giro de la turbina), y ésta se transformará en energía eléctrica en el generador eléctrico acoplado a la turbina.

4.2.4.- Una pequeña cantidad del vapor que entra a la turbina de alta presión, sale de ésta inmediatamente, mientras que la otra cantidad restante del vapor, efectúa un trabajo en la turbina

para después salir (la diferencia entre estos dos vapores, el que sale inmediatamente y el que se hace pasar por otras etapas de la turbina, es el contenido calorífico y la presión, los cuales son mayores en el vapor primero)

4.2.4.1.- El vapor que sale inmediatamente de la turbina de alta presión, se dirige hacia los calentadores a alta presión del agua de alimentación. Posteriormente dicho vapor se dirige hacia el condensador principal.

4.2.4.2.- El vapor que abandona a lo último la turbina de alta presión, sale por dos tuberías distintas, hacia lugares distintos

4.2.4.2.1.- Una parte de este vapor se va hacia los calentadores a baja presión del agua de alimentación y

4.2.4.2.2.- La otra cantidad del vapor se dirige hacia un separador de humedad y recalentador, donde se obtiene lo siguiente :

a) Se condensa la humedad contenida en el vapor. Posteriormente el condensado se envía a los calentadores a baja presión del agua de alimentación.

b) El vapor es recalentado y de ahí se envía hacia las dos turbinas de baja presión (dispuestas en serie).

4.2.5.- En las turbinas de baja presión se efectúa el mismo tipo de transformación de energía que se efectúa en la turbina de alta presión.

El vapor cuando sale de las turbinas de baja presión se envía hacia las siguientes partes:

- a) Hacia los calentadores a baja presión del agua de alimentación, y
- b) Hacia el condensador principal, y en el trayecto hacia éste se emplea para calentar el agua de alimentación recién desmineralizada .

4.2.6.- La condensación del vapor se realiza en un equipo intercambiador de calor, condensador principal, el cual consiste en un recipiente que contiene en su interior tubos, a través de los cuales circula agua de mar, fuera de estos tubos, circula el vapor. El intercambio de calor que ocurre es análogo al que ocurre cuando se condensa a reflujo el destilado en el laboratorio.

Los gases incondensables son extraídos del condensador por el sistema eliminador de gases radiactivos . El vapor condensado se dirige hacia el colector de condensado.

4.2.7.- En el colector de condensado, el agua es desaereada para reducir el contenido de oxígeno disuelto, luego se hace pasar a través de desmineralizadores, hasta obtener la calidad del agua de alimentación (tabla 1 A). Estos desmineralizadores del condensado, remueven por filtración los productos de corrosión insolubles, y por intercambio iónico los materiales iónicos disueltos. Dichos procesos proveen límites de protección desde

las fugas de los tubos del condensador hasta que se inicien acciones correctivas. Estas acciones correctivas tienen rango que va desde la inyección de partículas de agua de circulación, aislamiento apropiado de la caja de agua, hasta el enclavamiento drástico de las barras de control del reactor (SCRAM).

* NOTA: El vapor condensado procedente del precalentado a alta y baja presión, no se desmineraliza sino que se envía directamente a la línea de alimentación.

4.2.7.1.- El sistema desmineralizador de agua del ciclo de enfriamiento del reactor, consiste en siete vasijas (cada una de las cuales, tiene en su interior un lecho mixto de resina granular de intercambio iónico), y su respectivo proceso anexo para regeneración y limpieza ultrasónica de las resinas. En operación normal de la planta, cinco vasijas estarán en servicio y dos de reserva.

4.2.7.2.-Factores que limitan el ciclo operativo de un lecho mixto de resina granular:

a) Agotamiento de la capacidad de intercambio iónico.

Cuando se ha agotado la capacidad de intercambio iónico del lecho mixto de resina granular, entonces se requiere de un proceso regenerativo químico. En dichos procesos, las resinas catiónica y aniónica se someten a soluciones ácidas y básicas fuertes, respectivamente. Los protones e hidroxilos reemplazan los iones capturados por el lecho mixto en los sitios activos, y de esta manera, se regenera la capacidad de intercambio iónico de las resinas. Sin embargo, las soluciones fuertes de ácido (H_2SO_4) o base (NaOH) son difíciles de procesar como desechos.

b) Reducción de flujo debido a la presión diferencial elevada, ocasionada por el incremento de partículas atrapadas entre los gránulos de resina.

El funcionamiento del lecho mixto es optimizado por la combinación de la regeneración química y la limpieza ultrasónica.

La limpieza ultrasónica es un proceso mecánico de limpieza en el cual se eliminan las partículas suspendidas o atrapadas que han sido colectadas en el lecho mixto de resina granular. En este proceso no se emplean químicos, por ende, los desechos generados aquí son fácilmente procesables.

4.2.7.3.- La ventaja de un lecho mixto es que su relativa larga capacidad iónica provee el margen requerido para permitir un paro temporal de la planta siguiendo una fuga significativa del condensador.

La desventaja del sistema consiste en los grandes volúmenes desoluciones regenerativas, más los volúmenes de incremento de agua asociados en cada ciclo regenerativo. Estos volúmenes deberán tratarse en los sistemas de tratamiento de desechos.

4.2.7.4.- Las funciones primarias del sistema desmineralizado, son :

a) Como una barrera para el reactor contra fugas de tubos del condensador, y

b) Minimizar el efecto de material metálico que entra en el sistema del agua de alimentación.

4.2.8.- Una vez desmineralizada esta agua se envía a sus etapas sucesivas de calentamiento, es decir, calentamientos graduales, y posteriormente se envía al reactor.

El agua de alimentación entra caliente (190°C aproximadamente) al reactor, por las siguientes razones :

Es menor la cantidad de energía de fisión necesaria para evaporarla.

Mayor cantidad de agua evaporada en la unidad de tiempo y, por esto, mayor cantidad de vapor hacia las turbinas en la unidad de tiempo, lo cual redundaría en la obtención de mayor cantidad de energía eléctrica en la unidad de tiempo.

El agua debe estar dentro del reactor el mínimo de tiempo posible, para evitar que reciba posibles radiaciones y/o contaminación radiactiva.

Mantener a temperatura adecuada el núcleo y, de esta manera, estable durante la operación normal de la planta.

4.2.8.1.- Dentro del reactor esta agua circula por la coraza del núcleo.

De la cantidad total que entra al reactor, la mayor parte se envía hacia el núcleo, como ya se describió en el capítulo anterior, y una cantidad muy pequeña se envía a la limpieza de posibles estratificados (al sistema para limpieza del agua del reactor). El agua que se envía a dicha limpieza sale caliente del reactor, por lo cual, se baja su temperatura en un intercambiador de calor, donde a la vez se calienta el agua que ya ha sido limpiada, y se integrará al agua de alimentación, y por ende, debe ir caliente. Posteriormente se hace pasar el agua a través de un segundo intercambiador de calor, con objeto de enfriarla más, y esto es debido a que a altas temperaturas las resinas se degradan.

La limpieza se realiza en unos filtros desmineralizadores, los

cuales, consisten en una bujía o coladera metálica (acero inoxidable) recubierta por una precapa, compuesta por una cubierta de fibra vegetal y sobre esta descansa una capa mixta de resina en polvo (figura 17). El agua fluye de afuera hacia adentro de los filtros, es decir, atraviesa la precapa y la malla del filtro. Es así como se desmineraliza y filtra dicha agua.

El recubrimiento de resina-fibra vegetal tiene un espesor máximo aproximado de 3/8 de pulgada con capas mucho más gruesas o delgadas en algunas áreas.

El sistema para limpieza del agua del reactor remueve los productos de corrosión solubles e insolubles presentes en el agua del reactor. Sin embargo, tiene limitada capacidad de remoción de productos de corrosión insolubles. Por tanto es menester que el agua de alimentación tenga una extremada pureza.

4.2.8.2- Una de las ventajas del sistema de resinas en polvo es que los requerimientos de los desechos son menores, ya que las resinas son no regenerativas, esto es, se desechan después de usarlas.

4.2.8.3.- En contraste con el sistema desmineralizador a base de lecho mixto de resina granular, el cual opera a 50 GPM/pie², una unidad de resina en polvo está diseñada para operar a 4 GPM / PIE² aproximadamente.

4.2.8.4.- Curvas representativas del rompimiento para los sistemas de lecho mixto con resina granular y a base de filtros con precapa usando mezcla de resina en polvo (figura 18). Para el sistema de lecho mixto se observan pequeñas fugas hasta cuando casi se ha agotado la capacidad de intercambio iónico, mientras que para las resinas en el filtro, el rompimiento de la precapa (fuga) es aproximadamente lineal con respecto al agotamiento de

las resinas.

Este comportamiento característico se debe a que hay áreas cubiertas por capas muy delgadas, de ahí, que éstas se agoten rápidamente.

4.3.- CALIDAD DEL AGUA DE ALIMENTACION DEL REACTOR DE LA PLANTA NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE (tabla 1 y 1 A).

La compañía norteamericana *General Electric* (propietaria y vendedora de la tecnología del reactor de potencia nuclear del tipo BWR) ha seleccionado un medio para el ciclo del reactor de agua hirviendo basado en la alta pureza química del agua. Algunas plantas con reactores de agua pesada o combustible reprocesado emplean un medio con pH básico, para ello usan varios aditivos, para controlar las condiciones.

El uso de medio acuoso con pH neutro con pureza alta en reactores de agua hirviendo simplifica y facilita grandemente el monitoreo de las condiciones químicas del sistema.

En el reactor de potencia nuclear del tipo BWR, se realiza la ebullición, por tanto cualquier impureza que entra a dicho equipo tenderá a concentrarse en el agua por el proceso de la evaporación. Si se fija un límite en la cantidad de impurezas permisibles en el reactor (hervidor), entonces se hace necesario fijar límites para el agua de alimentación, mucho más bajos para limitar la cantidad después de que la evaporación las concentre. Ya que es imposible eliminar todas las impurezas desde la alimentación surge como un requisito adicional un sistema de desfogue. Este desfogue puede ser recirculado a través de un desmineralizador limpiador y retornado al reactor (sistema para la

limpieza del agua del reactor)

La conductividad, el pH y la concentración de cloro constituyen los parámetros a controlar más importantes del agua de alimentación en una planta nucleoelectrica con reactor del tipo BWR. Los límites de operación normal para el agua del reactor son menor de 2 $\mu\text{mhos/cm}$, en dicho punto, el pH debe estar comprendido en el rango de 5.6 a 8.6 (figura 19).

Si se conoce la conductividad, entonces se puede inferir el pH, tal como se muestra en la figura 19, la conductividad llega a ser más baja cuando el rango de pH es pequeño, y alcanza el valor de 0.054 $\mu\text{mhos/cm}$, el valor teórico del agua pura, a pH de 7. De ahí que, cuanto más próximo sea el valor de la conductividad del agua de alimentación al del valor teórico del agua pura, menor necesidad habrá de medir el pH de dicha agua.

La concentración de cloruros es el tercer parámetro de control en la química del agua de alimentación, debido a la relación con la corrosión de aceros inoxidable.

No hay monitoreo constante de cloruros, así es que estos análisis deben hacerse a las muestras de agua de alimentación, en el laboratorio. Sin embargo la conductividad provee ayuda, ya que a partir de ésta se puede inferir la concentración de cloruros. Esto es posible con la gráfica de la figura 20. Esta es una gráfica de la conductividad contra la concentración de cloruros. Para cualquier conductividad baja dada, la máxima concentración de cloruro de sodio se indica, debido a que la curva está basada en que los iones sodio y cloruros son las únicas especies conductoras relevantes presentes.

4.4.-PROBLEMAS QUE PUEDEN PRESENTARSE EN LA PLANTA NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE, DEBIDO AL INCUMPLIMIENTO DE LA CALIDAD DEL AGUA DE ALIMENTACION DEL REACTOR.

Las razones primordiales por las que se controla la calidad del agua de alimentación son las siguientes :

4.4.1.-Control y/o reducción de la corrosión en componentes de los sistemas relacionados con dicha agua y

4.4.2. Control y/o reducción de los niveles de núclidos radiactivos del agua en cuestión, es decir, contaminación radiactiva y/o radiación.

4.4.1.1.- CORROSION.

La corrosión es el ataque o desgaste de un metal como resultado de una reacción química entre el metal y su medio ambiente (agua ligera en el caso de una planta nucleoelectrica con reactor del tipo BWR).

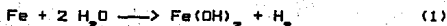
En una planta nucleoelectrica de este tipo, pueden estar presentes (básicamente) los dos tipos de corrosión siguientes:

4.4.1.1.1.- Corrosión general (pérdida general del metal) .

4.4.1.1.2.- Corrosión del tipo de rompimiento por la tensión, inducida por cloro o flúor.

4.4.1.1.1.- Corrosión general :

Es el resultado de la reacción entre los metales (componentes de los sistemas en cuestión de la planta) , el oxígeno disuelto en el agua de alimentación y/o los metales y dicha agua para formar un óxido metálico. La corrosión del hierro de las aleaciones de hierro ocurre de la siguiente manera:

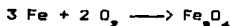


en suma:



Estas reacciones se llevan a cabo a temperaturas superiores a los 212°F (100°C) y se aceleran de manera relevante a temperaturas por encima de los 400°F (204.4°C) para formar una película negra producto de la corrosión del hierro (magnetita Fe_3O_4) sobre la superficie metálica. Esta película crece sobre la superficie metálica y llega a ser protectora conforme lo permite la migración o difusión de los iones de hierro desde la base metálica hacia la interfase óxido-agua.

También pequeñas concentraciones de oxígeno conducen a la formación de la magnetita :



Pero con altas concentraciones y a temperaturas elevadas el producto de corrosión formado es Fe_2O_3 , conocido como herrumbre rojo, el cual no es adherente ni protector de la superficie metálica.

En una planta nucleoelectrónica con reactor del tipo BWR, es imposible reducir la cantidad de oxígeno disuelto a cero. Una de las razones para esto es que el reactor en operación produce radiación ionizante la que causa que el agua se ionice. Algunas veces el agua se ionizará en protones (H^+) e hidroxilos (OH^-), y en otras ocasiones se ionizará en protones (H^+), hidrónios (H^-) y en oxígeno (O^{2-}). Estos iones se recombinan formando agua o también pueden separarse en forma de gases individuales. Si se

separan el oxígeno puede combinarse con el material estructural. Cualquier hidrógeno u oxígeno disuelto que se forme por la descomposición radiolítica del agua del reactor de hecho sale junto con el vapor hacia la turbina, y posteriormente es extraído en el condensador principal por un sistema específico.

Minimizar la proporción del incremento radiactivo en el sistema primario en un reactor de potencia nuclear del tipo BWR, es un factor importante en el mantenimiento ocupacionalmente expuesto tan bajo como sea posible razonablemente alcanzable (ALARA). Específicamente, para el reactor de agua hirviente, la fuente radiactiva principal para personal expuesto durante un paro temporal de la planta, ha sido identificada, son los productos de corrosión activados, principalmente cobalto ($Co-60$), depositados en las tuberías del sistema primario.

4.4.1.1.2.- Corrosión del tipo de rompimiento por la tensión:

Los aceros inoxidables austeníticos son sujetos a este tipo de corrosión localizada, la cual, es inducida por cloruros o fluoruros.

La corrosión a la tensión por cloro es causada por la presencia simultánea de alta temperatura, cloruros, oxígeno disuelto en el agua y una tensión de rompimiento en la estructura del metal. Los fundamentos de contribución de esta relación no se conocen completamente; sin embargo, experimentalmente se ha observado que este tipo de corrosión se inhibe por las bajas concentraciones de oxígeno disuelto y cloruros (en caso de estar presentes ambos), menores de 0.10 ppm y 0.15 ppm respectivamente.

La corrosión inducida por los fluoruros es también relevante, debido a que este ión actúa a temperaturas elevadas, tal como los cloruros. Desafortunadamente el ión fluoruro puede causar el

ataque intergranular de las regiones vulnerables del acero inoxidable a temperaturas por debajo de 150°F (65°C), tal que la protección para que no se lleve a cabo este tipo de corrosión debe considerarse a cualquier temperatura. Estos métodos de prevención contemplan lo siguiente :

Primero conservar un estricto control de la calidad de los materiales y soldaduras de los componentes del sistema de agua de alimentación y los relacionados con éste. Segundo, el uso de inhibidores para prevenir el ataque (este punto no es aplicable a sistemas de una planta nucleoelectrica con reactor del tipo BWR); Tercero, el estricto control de concentraciones mínimas posibles (≈ 0) de fluoruros en el agua de alimentación.

- Se ha observado que la presencia de grandes cantidades de hidróxidos en el sistema del agua de alimentación, en plantas de este tipo ya arrancadas, coinciden con fallas excesivas de las tuberías. Aunque no hay una explicación sólida de la causa teórica del fenómeno, el hecho es que ocurre y que ha sido suficiente para que no sea recomendable la presencia de hidróxidos en el agua de alimentación, o en el caso de que estén presentes se tenga un control estricto y limitando su concentración. El término designado para este tipo de falla del metal es ESTRELLAMIENTO CAUSTICO.

-El silicio en el agua de alimentación del reactor es indeseable debido a que tiene el molesto habito de dejarse transportar desde el reactor hasta la turbina y depositarse en los álabes de ésta. Esto es un grave problema porque perturba el flujo del vapor a través de la turbina, y no se elimina con el simple lavado de la turbina, sino que se requiere limpiar con un chorro de arena, para lo cual, es menester PARAR LA PLANTA.

-- Los sólidos totales en el agua de alimentación del reactor son indeseables, debido a que se depositan sobre las superficies

calientes del núcleo reduciendo así el área de transferencia de calor, y a la vez ocasionan restricciones de flujo.

La parte interna del reactor está constituida de una aleación 600 a base de cromo-níquel- hierro (básicamente), la cual es altamente resistente a estos tipos de corrosión. Esta elevada resistencia a la corrosión se la confieren el níquel y el cromo (los cuales están al 8% y 18% respectivamente en la aleación), ya que por separado el níquel presenta fuerte resistencia a la corrosión en el agua a temperatura elevada, mientras que el cromo presenta también una fuerte resistencia a la corrosión ya sea en el agua o en el aire.

Los componentes del sistema del agua de alimentación y sistemas relacionados con éste, están constituidos de materiales altamente resistentes a la corrosión.

4.4.1.1.3.- Problemas que pueden ocasionar los productos de corrosión en el reactor.

a) Los productos de corrosión presentes en el reactor, se depositan en el contenedor del combustible, ocasionando lo siguiente :

-Reducción de la capacidad de transferencia de calor del encamisado.

-Reducción del flujo del refrigerante .

-Elevación excesiva de la temperatura del núcleo, lo que a su vez, puede dar lugar a lo siguiente :

a-1) Accionamiento drástico de las barras de control, a efecto de

disminuir o suspender la reacción de fisión en cadena, y, por ende, la posible fusión de núcleo.

En un caso extremo, inmediatamente después entran los sistemas de emergencia escalonados para enfriamiento del núcleo del reactor.

a-2) Perforación del encamisado del combustible, lo cual ocasionaría fugas de productos de fisión y combustible hacia el agua del reactor y consecuentemente hacia las principales tuberías y equipos del ciclo del agua de enfriamiento y de sistemas de tratamiento de desechos.

a.3) La absorción de neutrones por los depósitos de productos de corrosión sobre la camisa del combustible, mermando así la propagación de la reacción de fisión en cadena, y consecuentemente incrementan el costo del combustible.

4.4.2.1- PROBLEMAS DEL TIPO NUCLEAR

Este tipo de problemas son los más importantes en una planta nucleoelectrónica.

La química radiactiva de una planta nucleoelectrónica es muy importante desde el punto de vista de comprensión de fuentes de núclidos radiactivos y como estos núclidos pueden ser controlados para conocer las necesidades de acceso a la planta y los requerimientos de la agencia reguladora

4.4.2.1.1.-QUIMICA RADIATIVA DEL AGUA DE ENFRIAMIENTO DEL REACTOR.

Hay tres tipos de núclidos radiactivos asociados con el agua refrigerante del reactor. Estos son los productos activados del

agua, productos de corrosión activados (provenientes de materiales de tuberías, equipos, etc.), y productos de fisión provenientes del material combustible. A continuación se describe cada uno:

Nota

Los productos de activación se forman cuando un núclido estable absorbe un neutrón o experimenta alguna otra reacción nuclear que da como consecuencia en el átomo un estado inestable (isótopo radiactivo)

a) PRODUCTOS DEL AGUA ACTIVADOS.

En el alto flujo del núcleo del reactor, las moléculas del agua refrigerante se quiebran (rompimiento radiolítico) y una fracción de los átomos componentes llega a ser activada.

Los productos del agua activados relevantes, son núclidos considerados normalmente como gases. En el reactor dichos productos se distribuyen entre las fases gaseosa (vapor) y líquida por ejemplo nitrógeno (N-16 y N-13) que son los principales productos activados del refrigerante.

A continuación se enlistan los productos activados del agua más comunes:

NUCLIDO	VIDA MEDIA	MECANISMO DE FORMACION
N-16	7.1 segundos	$O^{16}(n,p) N^{16}$
O-19	29 segundos	$O^{18}(n,\gamma) O^{19}$
N-13	10 minutos	$O^{16}(p,\alpha) N^{13}$
F-18	110 minutos	$O^{18}(p,n) F^{18}$
H-31	2.33 años	$H^2(n,\gamma) H^3$

Los núclidos radiactivos más volátiles, son arrastrados por el vapor hacia afuera del reactor, y son removidos en el condensador principal por el sistema eliminador de gases incondensables (generalmente radiactivos). Debido a la vida media que se muestra en la tabla anterior la mayoría de los núclidos radiactivos decaen en el tunel de vapor o en el sistema eliminador de gases radiactivos. La producción de productos activados del agua será directamente proporcional al nivel de potencia del reactor.

La cantidad de energía asociada a un modo particular de desintegración se expresa en MeV o KeV (millones o miles de electrón-volts). Por ejemplo, los 7.1 segundos del núclido N-16 tienen una radiación gama de 7 MeV. Esta radiación gama de alta energía es responsable del campo radiactivo desde la turbina, la cual es llamada algunas veces turbina brillante; es también la fuente primaria de la radiación asociada con la tubería de vapor.

b) PRODUCTOS DE CORROSION ACTIVADOS.

Estos núclidos radiactivos, son típicamente materiales solubles e insolubles, los cuales provienen de la corrosión de la turbina, tuberías del agua de alimentación, condensador principal, calentadores del agua de alimentación y del agua del reactor, y componentes del sistema del reactor. Estos materiales son transportados por el refrigerante y se activan mientras permanecen en el núcleo del reactor y/o mientras permanecen depositados en la superficie del núcleo del reactor o área circunvecina. Algunos de estos materiales activados permanecerán en la superficie de transferencia de calor, otros serán removidos por el sistema de purificación del agua del reactor y una pequeña cantidad llegará a ser parte de los depósitos indeseables del núcleo del reactor, los cuales serán responsables de la mayor radiación durante el

mantenimiento al sistema primario (reactor en paro temporal).

En la tabla 3 se muestran los productos de corrosión más comunes así como sus respectivos mecanismos de formación y vida media.

Otra cantidad de productos de corrosión activados son arrastrados por el vapor hacia afuera del reactor dando origen así a la contaminación radiactiva y/o radiactividad de algunos componentes (tuberías, equipos, instrumentos, etc.) de los sistemas relacionados.

c) PRODUCTOS DE FISION

El tercer grupo importante que puede contribuir al incremento de radiactividad de la planta consiste en los productos de fisión. Los productos de fisión serán liberados desde el ensamble del combustible, debido a defectos del mismo ensamble y/o a la perforación por corrosión de la camisa del combustible, hacia el agua refrigerante.

Los productos de fisión más comunes del uranio 235 pueden dividirse en dos grupos según su comportamiento químico y físico, yoduros, gases nobles de fisión, los productos de decaimiento de gases producto de fisión (hijos de productos de fisión), y los productos de fisión solubles e insolubles.

c1) IODUROS

Hay cinco isótopos del yoduro con vida media mayor a 85 segundos. Dichos isótopos se enlistan a continuación:

NUCLUIDO	VIDA MEDIA	PRODUCCION POR FISION EN CADENA (%)
I-134	52.3 minutos	7.176
I-132	2.28 horas	4.127
I-135	6.7 horas	6.386
I-133	20.8 horas	6.762
I-131	8.06 días	2.774

La proporción de producción en micro curies por segundo, y la distribución relativa de los núclidos ayudan para observar y evaluar la integridad de la camisa de la barra de combustible. Debido a la volatilidad del yoduro una fracción del producido se transferirá hacia afuera de la vasija del reactor junto con el vapor. Los yoduros que escapan de la camisa de la barra de combustible, y por ende del ensamble, entran al agua refrigerante y son removidos de ésta por tres medios:

- Decaimiento en el agua del reactor.
- Sistemas de purificación del agua del reactor.
- Transportados junto con el vapor hacia el colector de condensado, y de ahí, hacia el sistema eliminador de gases radiactivos.

c2) GASES NOBLES

Como resultado de la fisión del uranio 235, se producen 22 gases nobles (xenones y kriptones). Las vidas medias de los 22 núclidos gaseosos nobles van desde menores de un segundo hasta mayores de 10 años. Por tanto, en base a las características de los 22 núclidos (vida media, porcentaje producido por fisión, energía emitida en forma de rayos gama, etc.) únicamente se miden 6

núclidos, los cuales se muestran en la tabla 4. Estos gases son reportados como la suma de los 22 núclidos. Los ioduros se controlan básicamente en el agua del reactor pero la vida de los gases de fisión es diferente a aquellos, debido a lo siguiente :

- Liberación desde el combustible, vía por un defecto de la camisa del contenedor del combustible y/o perforación de éste por corrosión.
- Se transportan junto con el vapor principal a través de la turbina hacia el condensador.
- Se capturan en el condensador principal junto con los gases provenientes de la ruptura radiolítica del agua, por el sistema eliminador de gases radiactivos.
- Posteriormente son procesados y/o almacenados hasta reducir su actividad antes de ser liberados a la atmósfera.

A partir de la cuantificación de los gases de fisión, es posible evaluar la integridad física del ensamble de combustible.

c3) HIJOS DE GASES PRODUCTOS DE FISION

Las partículas provenientes del decaimiento de los gases productos de fisión son llamados comúnmente "hijos de los gases producidos por fisión". Algunas de las partículas más relevantes se muestran en la tabla 5.

Estas partículas salen del reactor junto con el vapor, y son capturadas por el sistema eliminador de gases y partículas radiactivas. El núclido de mayor importancia en este grupo es el isótopo estroncio-90, con su vida media larga y producto hijo itrio-90, el cual emite partículas beta de alta energía.

c4) PRODUCTOS DE FISION SOLUBLES E INSOLUBLES

Este grupo de núclidos generalmente producto de fisión permanece en el reactor (no son acarreados por el vapor). En la tabla No. 6 se presenta una lista de los núclidos más importantes y comunes dentro de este grupo. Donde se muestran dos núclidos juntos, se indica una relación padre-hijo. Las especies solubles son removidas en los filtros desmineralizadores del sistema para limpieza del agua del reactor, por intercambio iónico y una parte de las especies insolubles es removida por filtración. Sin embargo, el resto de las especies insolubles se depositan en la superficie de la vasija o del núcleo del reactor.

La contaminación radiactiva y/o radiación de equipo, tuberías, instrumentos, etc., ocasionan los llamados focos calientes (regiones de precaución y/o peligro para trabajar). Los focos calientes constituyen un problema muy importante en una central nucleoelectrónica, debido a la dosis de radiación y/o contaminación radiactiva que puede absorber el personal y por ende hace muy difícil y costoso el mantenimiento y operación de dicha planta.

También , la contaminación radiactiva y/o radiación dan lugar a la saturación de desechos almacenados.

4.5.- DECAIMIENTO RADIOACTIVO

GENERALIDADES.

Cuando un núclido emite radiación, se dice que decae. Es obvio que un núcleo que emite radiación es radiactivo, pero para ser formales el decaimiento de la radiactividad es la desintegración del núcleo de un núclido inestable por la emisión espontánea de partículas cargadas y/o fotones.

Aunque hay muchos tipos de partículas y de fotones con diferentes energías, un isótopo específico decaerá siempre de una manera específica; por ejemplo, el estroncio-90 decaerá 100% del tiempo por la emisión de 0.546 MeV a través de una partícula beta, y el azufre 37 decaerá el 90% del tiempo por la emisión de una partícula beta de 1.76 MeV y por la radiación de una gama de 3.1 MeV. Lo importante es que una vez que se conoce este esquema cualquier mezcla de material decaerá siempre de acuerdo a este esquema y no de otra manera. Esto es muy importante para determinar y clasificar una mezcla de núclidos radiactivos.

En una mezcla determinada de dos núclidos radiactivos específicos, la observación nos muestra que la rapidez de un decaimiento se puede predecir estadísticamente.

El término estadísticamente significa que no es posible decir cual de los dos decaerá enseguida, pero que en una muestra grande es posible predecir cuantos decaerán en un cierto período de tiempo.

4.5.1.- ACTIVIDAD

La unidad estándar de actividad es el curie (ci). Originalmente el curie era la razón de desintegración de un gramo de radio

(Ra-226), esto es, 3.7×10^{10} átomos por segundo, pero para otros núclidos radiactivos, el curie es un número que no indica el número de gramos involucrados, ya que el peso del material requerido para producir 3.7×10^{10} desintegraciones por segundo será una función de su rapidez de decaimiento y peso atómico gramo.

4.5.2.- ACTIVIDAD ESPECIFICA.

El término actividad específica se refiere al número de curies por gramo de un material y este número puede variar sobre un rango amplio. Por ejemplo: la actividad específica para el uranio 235 es de 2×10^{-6} curies por gramo. Esto quiere decir que se requieran desintegrar 467 kg de uranio 235 para tener un curie de actividad. Por otro lado la actividad específica del polonio 212 es 1.75×10^{17} curies por gramo; solo se requieren 5.71×10^{-18} gramos de polonio 212 para tener un curie de actividad.

A continuación se describen las especificaciones técnicas de la química y actividad específica que ha de cumplir el agua de alimentación del reactor de la planta nucleoelectrónica Laguna Verde, durante el arranque y operación de ésta. Dichas especificaciones técnicas son dadas por el organismo de licenciamiento del arranque y operación de la planta, el cual tiene su base, en acuerdos entre la comisión internacional de energía atómica y la comisión nacional de seguridad nuclear y salvaguarda.

4.6.- LIMITES QUIMICOS PARA LAS CONDICIONES OPERACIONALES DEL REACTOR NUCLEAR DE POTENCIA DE LA PLANTA NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE. (Tablas 7 y 8)

La química del sistema de agua para enfriamiento del reactor nuclear de potencia de la planta nucleoelectrónica Laguna Verde se

deberá mantener dentro de los límites especificados en la tabla B.

APLICABILIDAD .

Todo el tiempo.

ACCION .

a) En condición operacional 1:

1.- Con la conductividad, concentración de cloruros o pH excediendo los límites especificados en la tabla B durante un intervalo continuo de tiempo menor de 72 horas, y para conductividad y concentración de cloruros durante menos de 336 horas por año pero con la conductividad menor que 10 $\mu\text{mho/cm}$ a 25°C con la concentración de cloruros menor que 0.5 ppm esto no será necesario reportarlo a la CNSNS (Comisión Nacional para la Seguridad Nuclear y Salvaguarda), ni las especificaciones de provisiones son aplicables.

2.- Con la conductividad, concentración de cloruros o el pH excediendo los límites especificados en la tabla B durante un intervalo continuo de tiempo mayor de 72 horas o para conductividad y concentración de cloruros por más de 336 horas por año se operará el reactor en modo ARRANGE durante las seis horas siguientes.

3.- Con la conductividad excediendo en 10 $\mu\text{mho/cm}$ a 25 °C o la concentración de cloruros excediendo en 0.5 ppm se operará el reactor en modo PARO CALIENTE DURANTE 12 horas y en modo PARO FRIO tan rápido como sea prácticamente posible dentro de los límites de enfriamiento gradual.

b) En condición operacional 2 y 3, con la conductividad, concentración de cloruros o pH excediendo los límites

especificados en la tabla B durante un intervalo continuo de tiempo mayor a 48 horas, se operará el reactor en modo PARO CALIENTE durante las 12 horas siguientes y en modo PARO FRIO durante las 24 horas siguientes.

c) En las condiciones restantes.

1. Con la conductividad o pH excediendo los límites especificados en la tabla B, restablecer la conductividad y el pH en 72 horas como máximo.

2.- Con la concentración de cloruros excediendo los límites especificados en la tabla No.8 por más de 24 horas, se efectúa una evaluación de ingeniería para determinar los efectos ocasionados a la integridad estructural del sistema de enfriamiento del reactor, por permanecer fuera de las condiciones límites. Determinar que la integridad estructural del sistema de enfriamiento del reactor se encuentra aceptable para operación normal posterior a la condición operacional 3.

4.7.- VIGILANCIA DE LOS REQUERIMIENTOS.

Para determinar que el agua de enfriamiento del reactor se encuentra dentro de los límites químicos especificados en la tabla B, se hará lo siguiente:

A.- Medición de pH, concentración de cloruros y conductividad después de la presurización del reactor durante cada arranque, si no se hizo durante las 72 horas previas.

B.- Analizar a una muestra del refrigerante del reactor lo siguiente:

1.- Cloruros por lo menos una vez por:

a) cada 72 horas y

b) cada 8 horas siempre y cuando la conductividad sea mayor a un $\mu\text{mho/cm}$ a 25 °C

2.- La conductividad cuando menos una vez cada 72 horas

3.- El pH por lo menos una vez por

a) Cada 72 horas, y

b) Cada 8 horas siempre y cuando la conductividad sea mayor que 1.0 μmho a 25C.

4.8.- LIMITES DE ACTIVIDAD ESPECIFICA DEL SISTEMA DEL AGUA DE ENFRIAMIENTO DEL REACTOR PARA LAS CONDICIONES OPERACIONALES DEL REACTOR DE LA PLANTA NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE.

La actividad específica del agua de enfriamiento del reactor será :

a) Menor o igual a 0.2 microcuries por gramo de dosis equivalente de iodo -131.

b) Menor o igual a 100 microcuries por gramo de actividad específica.

APLICACION.

En las condiciones operacionales 1,2,3 y 4

ACCION.

A.- En condiciones operacionales 1,2 o 3 con la actividad específica del agua de enfriamiento del reactor :

1.- Mayor que 0.2 microcuries por gramo de DOSIS EQUIVALENTE I-131, pero menor o igual que 4.0 microcuries por gramo, la operación puede continuar durante 48 horas teniendo cuidado que el tiempo de operación acumulado bajo estas condiciones no exceda 800 horas en un periodo de 12 meses consecutivos de operación.

Cuando se rebasan las 500 horas de tiempo total de operación acumulada, con actividad específica del agua de enfriamiento del reactor mayor que 0.2 microcuries por gramo de dosis equivalente

de I-131, en un periodo de 6 meses consecutivos, se entregará un reporte especial a la CNSNS (Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguarda) con 30 días a lo máximo indicando el número de horas de operación sobre el límite.

2.- Mayor que 0.2 microcuries por gramo de DOSIS EQUIVALENTE de I-131 durante un intervalo de tiempo continuo mayor de 48 horas o durante un tiempo acumulado mayor de 800 horas en un periodo de 12 meses consecutivos, o mayor que 4 microcuries por gramo, se llevará el reactor a la condición de PARO TEMPORAL CALIENTE, con la válvula de aislamiento de la línea de vapor principal cerrada durante 12 horas.

3.- Mayor que 100 microcuries por gramo de actividad específica, se llevará el reactor a la condición PARO TEMPORAL CALIENTE con la válvula de aislamiento de la línea de vapor principal cerrada durante 12 horas.

B.- En condiciones operacionales 1,2,3 o 4 con la actividad específica del agua de enfriamiento del reactor, mayor que 0.2 microcuries por gramo de DOSIS EQUIVALENTE DE I-131. Se elaborará un reporte especial y se entregará a la CNSNS en un período máximo de 30 días. Este reporte contendrá los resultados de análisis de actividad y el tiempo durante el cual la actividad específica de dicha agua excedió los 0.2 microcuries por gramo de DOSIS EQUIVALENTE de I-131 y la información adicional siguiente :

INFORMACION ADICIONAL

1.- Historia del reactor de potencia arrancado 45 horas antes de:
a) El primer muestreo en el cual se excedió el límite y/o
b) La POTENCIA TERMICA o el cambio de nivel del sistema eliminador de gases radiactivos.

2.- Sobre calentamiento en la región central del combustible.

3.- Historia del sistema de limpieza del agua del reactor, 48 horas antes de:

a) La primera muestra que excedió el límite y/o

b) POTENCIA TERMICA o cambio de nivel del sistema eliminador de gases radiactivos.

4.- Nivel del sistema eliminador de gases radiactivos. 48 horas antes de:

a) La primera muestra que excedió el límite y/o

b) Cambio de la POTENCIA TERMICA o cambio de nivel del sistema eliminador de gases radiactivos.

C.- En condiciones operacionales 1 O 2 con:

1.- Cambio de la POTENCIA TERMICA mayor que 15% de la constante de potencia térmica en una hora (no aplicable durante el arranque) o

2.- El nivel del sistema eliminador de gases radiactivos, con un incremento mayor que 10,000 microcuries por segundo en una hora durante un estado de operación estable con constantes de liberación menores que 75,000 microcuries por segundo, o

3.- El nivel del sistema eliminador de gases radiactivos con un incremento mayor que el 15% en una hora durante un estado de operación estable con constantes de liberación mayor que 75,000 microcuries por segundo.

Se elabora un reporte especial y se entrega a la CNSNS en un periodo máximo de 92 días. Este reporte contendrá los resultados de los análisis de actividad específica junto con la información adicional de cada caso.

Nota. La información adicional que se requiere aquí es la misma del punto B.

CAPITULO V

CONCLUSIONES

La especificación del agua de alimentación del reactor BWR, del tipo instalado en la PLANTA NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE, se muestra en la tabla No. 1A.

Como se ha visto en esta tesis, las razones para cumplir con estas especificaciones son básicamente dos :

1.-El alimentar agua con una concentración igual o menor de cada uno de los iones que se indican en la especificación disminuye el riesgo de que estos iones se activen provocando así efluentes con alto nivel de radiación/contaminación radiactiva.

2.-El evitar que los iones estén en una concentración tal que provoquen corrosión, ya que los productos de ésta (iones y sólidos en suspensión) son también susceptibles de activarse y provocar efluentes con alto nivel de radiación/contaminación radiactiva.

Las consecuencias de no cumplir con estas especificaciones serían que a la larga el ciclo para la generación de electricidad contendría agua con sólidos radiactivos que terminarían por activar los componentes de este ciclo, como son las turbinas de alta y baja presión, el condensador, las bombas de alimentación al reactor, etc. Provocaría, por consecuencia, que la planta fuera muy peligrosa de operar, ya que todos los equipos y tuberías emitirían radiación/contaminación radiactiva que afectaría al personal de la planta, y cualquier fuga de agua del ciclo sería de graves consecuencias.

Por supuesto, antes de llegar a esta situación los diferentes organismos a nivel nacional e internacional encargados de la seguridad ya habrían impedido que la planta continuara operando.

CAPITULO VI

TABLA No. 1

ESPECIFICACION DEL AGUA DESMINERALIZADA BASADA EN LOS REQUERIMIENTOS MAS RESTRICTIVOS DE LA ESPECIFICACION GE # 22 A 2537- REV.2 O LA NORMA ANSI N 45.21-1980.

Grado de agua :	A
Turbidez :	< 1.0 JTU
Sulfuro (S ⁻²) :	< 1.0 ppm
Silice (SiO ₂) :	< 0.05 ppm
Cloruro (CL ⁻) :	< 1.0 ppm
Fluoruro (F ⁻) :	< 1.0 ppm
Conductividad a 25°C :	< 3.0 μmhos/cm
pH a 25°C :	5.5-8.0
Sólidos totales suspendidos:	< 3.0 ppm

Sin embargo, el sistema ha sido diseñado para operar de tal manera que el efluente tenga la calidad siguiente :

Cationes totales.....	0.2 ppm
Aniones totales.....	0.2 ppm
Fierro total.....	0.05 ppm
Silice.....	0.01 ppm
Turbidez.....	< 1.0 JTU
pH a 25°C.....	6-8
Conductividad a 25°C.....	< 0.5 μmhos

TABLA No. 1 A

COMISION FEDERAL DE ELECTRICIDAD
CENTRAL LAGUNA VERDE
CALIDAD DEL AGUA DEL CICLO DE ENFRIAMIENTO DEL REACTOR
(1) Efluente de desmineralizadores de condensado, (2) Agua de alimentación, (3) Agua del reactor, (4) Efluente del sistema para limpieza de agua del reactor, (5) Condensado. A 25°C.

	Concentraciones ppmm			Conductividad μ hos/cm	pH
	Cl ⁻	SiO ₂	O ₂		
(1)	≤ 13	≤ 20		≤ 0.1	
(2)			20-200	≤ 0.1	6.5-7.5
(3)	< 100	< 200		< 2	5.3-8.6
(4)	< 100	< 100		≤ 0.1	
(5)	≤ 125 *			≤ 0.5	6-8

* Normalmente debe ser ≤ 13, pero por fuga en el condensador se puede alcanzar ≤ 125.

TABLA No.2

DATOS TECNICOS.

1.-REACTOR.

Tipo.....	De agua hirviente(BWR).
Combustible.....	UO ₂ enriquecido.
Número de ensambls.....	444 (c/u con 62 barras de combustible y 2 barras de agua).
Número total de barras de combustible.....	27,528
Peso total de uranio.....	81,285 toneladas
Longitud activa del combustible.....	381cm
Barras cruciformes de control de acero inoxidable llenas de carburo de boro.....	109
Flujo de vapor.....	3,774 Toneladas/Hr.
Presión del vapor a la salida.....	68.2 Kg/cm ²
Humedad del vapor.....	0.3%
Bombas de recirculación.....	2
Flujo de recirculación.....	9,600 Toneladas/Hr.
Bombas de chorro de recirculación interior.....	20
Flujo de recirculación interior.....	27,950 Toneladas/Hr.
Vasija.....	Acero al carbon revestido interior de acero austenítico.

2.-TURBINA.

De alta presión.....	1 Turbina
Presión a la entrada.....	68.2 Kg/cm ²
Presión a la salida.....	13.7 Kg/cm ²
Presión en el primer paso.....	52.8 Kg/cm ²
Frecuencia de rotación.....	1,800 rpm
Temperatura del vapor a la entrada.....	283°C
De baja presión.....	2 Turbinas
Presión a la entrada.....	13.3 Kg/cm ²
Presión a la salida.....	710 mm de Hg.
Temperatura del vapor a la entrada.....	267°C

3.-CONDENSADOR.

Capacidad.....1,072,000 Kcal/Hr
Número de tubos.....40,784
Superficie efectiva total.....47,117 m²
Caudal de agua de mar
para enfriamiento.....28.2 m³/seg.

4.-BOMBAS DE ALIMENTACION AL REACTOR.

Cantidad.....2
Capacidad de diseño.....685 L/seg
Temperatura de diseño
a la succión.....188.9°C

5.-CALENTADORES DEL AGUA DE ALIMENTACION AL REACTOR.

Número de calentadores de baja presión....10
Presión de diseño.....56 Kg/cm²
Número de calentadores de alta presión....2
Presión de diseño.....161.7 Kg/cm²

6.-BOMBAS PRINCIPALES DEL SISTEMA PARA LIMPIEZA DEL AGUA DEL REACTOR.

Cantidad.....2
Flujo óptimo (c/u).....84 GPM (5.29 L/s)

TABLA No. 3

PRODUCTOS DE CORROSION ACTIVADOS

NUCLIDO	VIDA MEDIA	MECANISMO DE FORMACION
Cr-51.....	27.8 dias.....	Cr 50 (n, γ) Cr 51
Mn-54.....	312 dias.....	Fe 54 (n,p) Mn 54
Mn-56.....	2.58 hr.....	Fe 56 (n,p) Mn 56 y Mn 55 (n, γ) Mn 56
Fe-59.....	45 dias.....	Fe 58 (n, γ) Fe 59 y Co 59 (n,p) Fe 59
Co-58.....	71 dias.....	Ni 58 (n,p) Co 58
Co-60.....	5.24 aÑs.....	Co-59 (n, γ) Co 60 y Ni-60 (n,p) Co-60
Cu-64.....	12.9 Hr.....	Cu-63 (n, γ) Cu 64
Zn-65.....	243 dias.....	Zn-64 (n, γ) Zn-65
W-187.....	24 Hr.....	W-186 (n, γ) W-187

TABLA No. 4

GASES DE FISION

NUCLIDO	VIDA MEDIA	PRODUCCION POR FISION(%)
Xe-138.....	14.2 minutos.....	6.235
Kr-87.....	76 minutos.....	2.367
Kr88.....	2.79 Hr.....	3.642
Kr-85m.....	4.4 H.r.....	1.332
Xe-135.....	9.16 Hr.....	6.723
Xe-133.....	5.27 dias.....	6.776

Otros núclidos importantes :

Xe-135m.....	15.7 minutos.....	0.05
Kr-85.....	10.76 años.....	0.27

TABLA No. 5

PARTICULAS HIJAS DE GASES DE FISION.

NUCLIDO	VIDA MEDIA	GAS PRECURSOR
Rb-88.....	17.7 minutos.....	Kr-88
Cs-138.....	32.2 minutos.....	Xe-138
Sr-89.....	50.8 dias.....	Kr-89
Sr-90.....	30 años.....	Kr-90
Sr-91.....	9.67 Hr.....	Kr-91
Sr-92.....	2.69 Hr.....	Kr-92
Ba-139.....	83.2 minutos.....	Xe-139
Ba-140.....	12.8 dias.....	Xe-140
Ce-141.....	32.5 dias.....	Xe-141
Ce-144.....	284 dias.....	Xe-144

TABLA No. 6

PRODUCTOS DE FISION SOLUBLES E INSOLUBLES

NUCLIDO	VIDA MEDIA	PRODUCCION POR FISION (%)
Mo-99, Tc-99m.....	66.6, 6.0 Hrs.....	6.136, 5.399
Zr-95, Nb-95.....	65.5, 35.1 dias.....	6.503, 6.505
Ba-140, La-140.....	12.8 dias, 40.2Hrs...	6.300, 6.322
Cs-137.....	30.2 años.....	6.228
Sr-89.....	50.8 dias.....	4.814
Sr-90.....	30 años.....	5.935
Ce-141.....	32.5 dias.....	5.867

TABLA No. 7

CONDICIONES OPERACIONALES

CONDICION	POSICION DEL SWITCH DE MODO	TEMPERATURA PROMEDIO DEL AGUA DE ENFRIAMIENTO DEL REACTOR
1.-POTENCIA.....	OPERANDO.....	CUALQUIER TEMPERATURA NORMAL
2.-ARRANQUE.....	ARRANQUE/CALIENTE...	CUALQUIER TEMPERATURA LISTO PARA OPERAR
3.-PARO TEMPORAL....	PARO TEMPORAL.....	> 200°F (93.3°C) CALIENTE
4.-PARO TEMPORAL....	PARO TEMPORAL.....	≤ 200°F (93.3°C) FRIO
5.-RECARGA.....	PARO TEMPORAL/ RECARGA	≤ 140°F (60°C)

TABLA No 8

LIMITES QUIMICOS DEL SISTEMA DE AGUA DE ENFRIAMIENTO DEL REACTOR DE LA PLANTA NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE.

CONDICION OPERACIONAL	CLORUROS (ppm)	CONDUCTIVIDAD (μmhos/cm) A 25°C	pH
1.....	≤ 0.2	≤ 1.0	5.6-8.6
2 y 3....	≤ 0.1	≤ 2.0	5.6-8.6
EN LAS RESTANTES	≤ 0.5	≤ 10.0	5.6-8.6

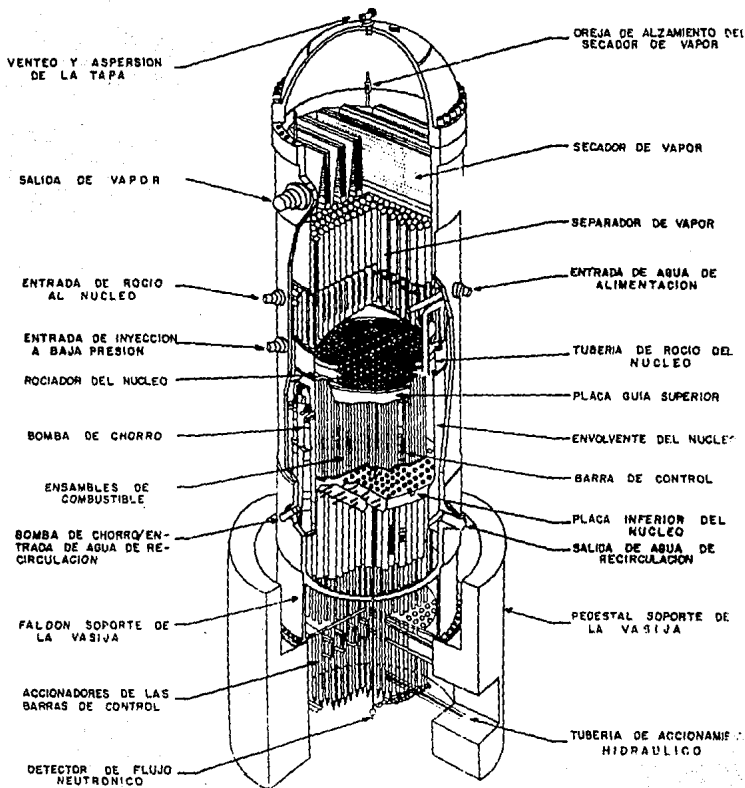
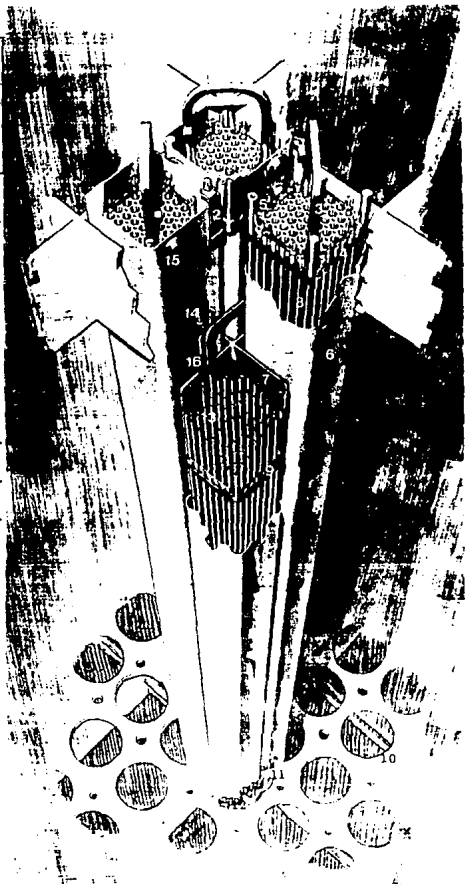


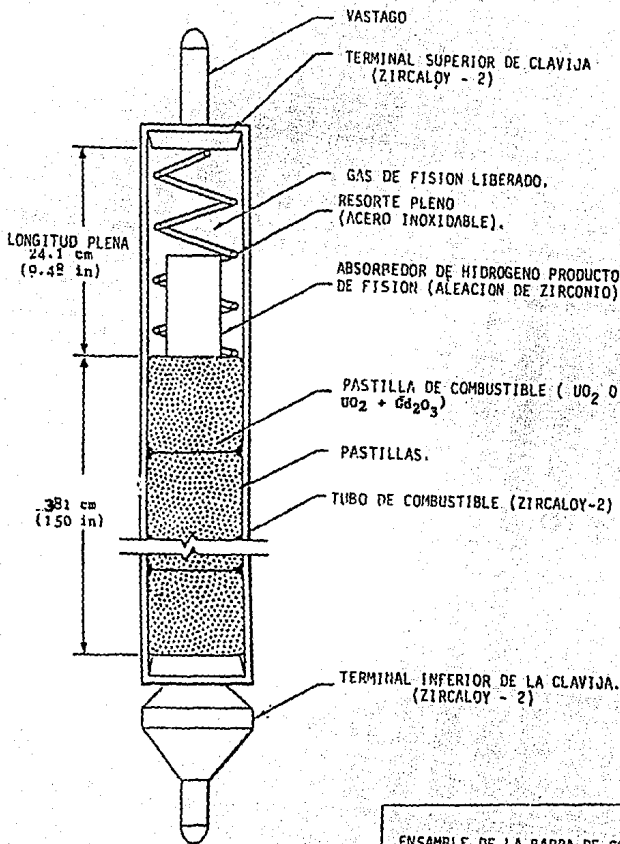
FIG. No. 1 VASIJA E INTERNOS DEL REACTOR DE LA P.N.L.V.

ENSAMBLES DE COMBUSTIBLE Y --
MODULO DE LA BARRA DE CONTROL
DEL BWR DE LA P.N.L.V.

FIG. No. 2

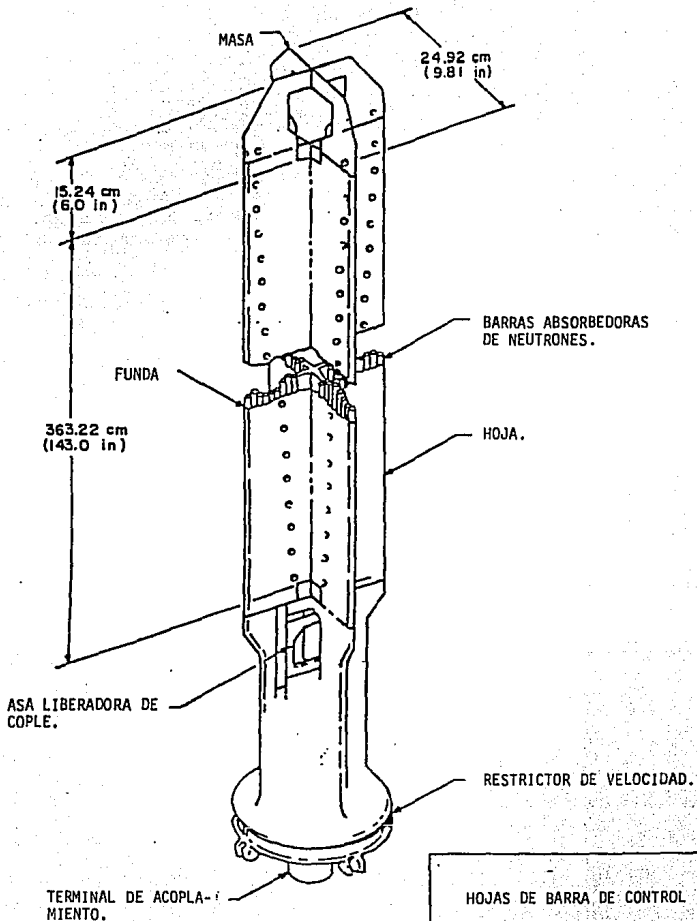
- 1.- GUIA SUPERIOR DEL COMBUS-
TIBLE.
- 2.- SEGURO DE CANAL.
- 3.- OREJA PARA RETIRO.
- 4.- RESORTE DE EXPANSION.
- 5.- PLACA DE SUJECION.
- 6.- CANAL.
- 7.- BARRA DE CONTROL.
- 8.- BARRA DE COMBUSTIBLE.
- 9.- ESPACIADOR.
- 10.-PLATO DE ENSAMBLE DEL NU-
CLEO.
- 11.-RESTRICTOR BAJADOR DEL --
PLATO.
- 12.-PARTE DE SOPORTE DE COM-
BUSTIBLE.
- 13.-PELLETS DE COMBUSTIBLE.
- 14.-CLAVIJAS.
- 15.-CANAL ESPACIADOR.
- 16.-RESORTE PLENO.



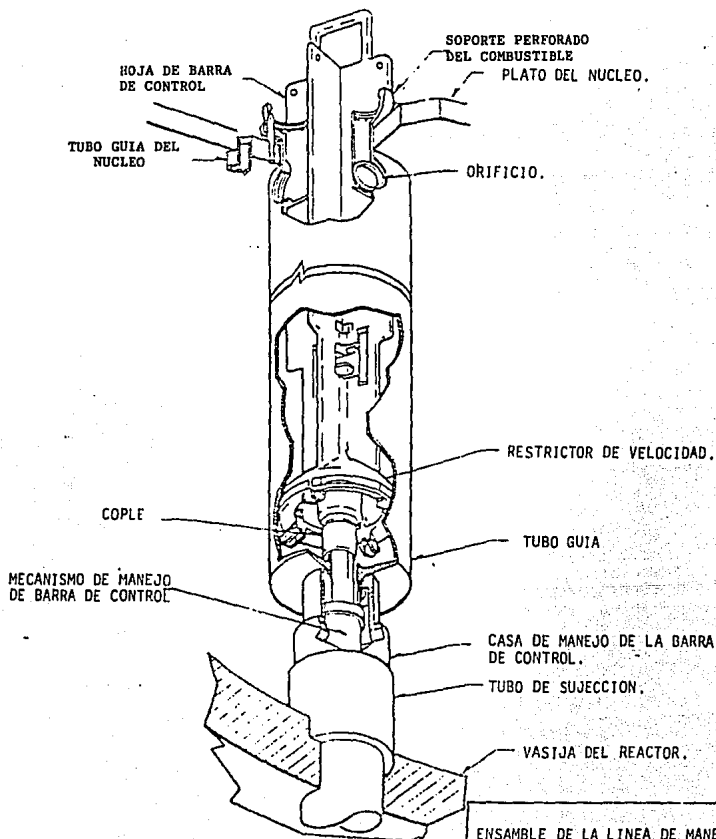


ENSAMBLE DE LA BARRA DE COMBUSTIBLE DEL REACTOR DE LA P.N.I.V.

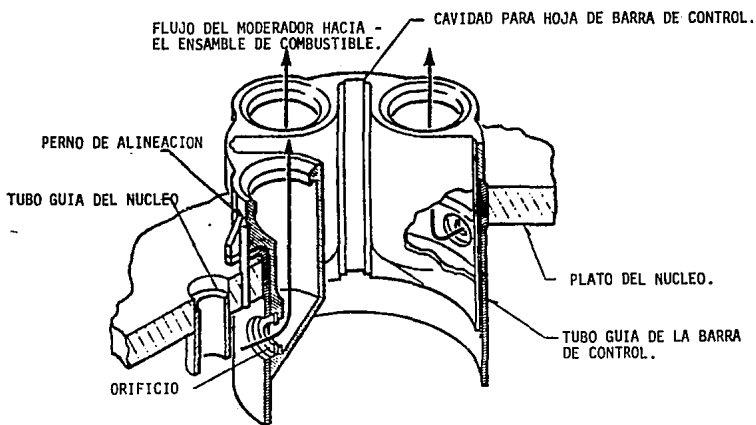
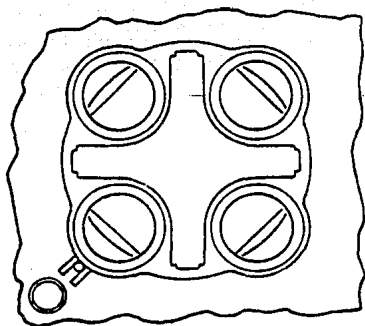
FIG. No. 3



HOJAS DE BARRA DE CONTROL
 DEL REACTOR DEL P.N.L.V.
 FIG. No.4



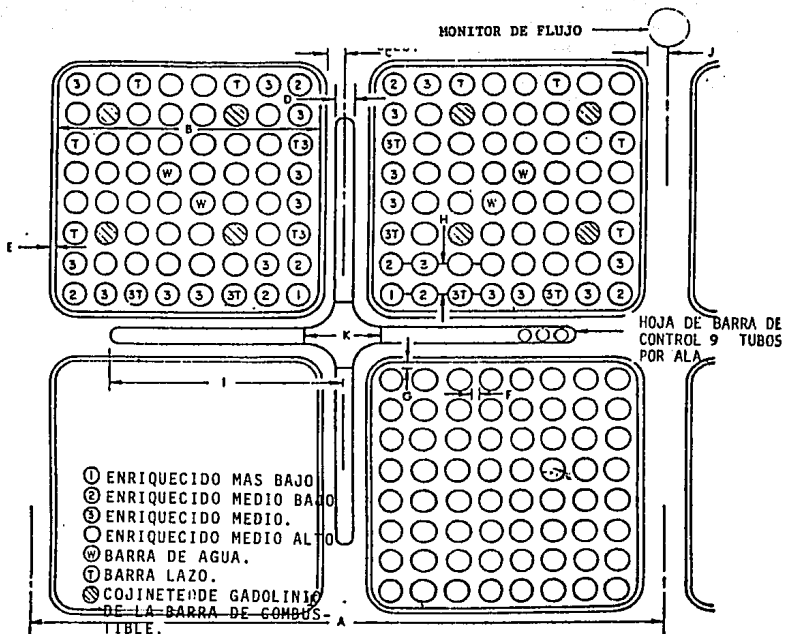
ENSAMBLE DE LA LINEA DE MANEJO DE LA BARRA DE CONTROL DE LA P.N.L.V.
 FIG. No.5



CORTE DEL SOPORTE PERFORADO DEL COMBUSTIBLE DE LA - P.N.L.V.

FIG. No.6

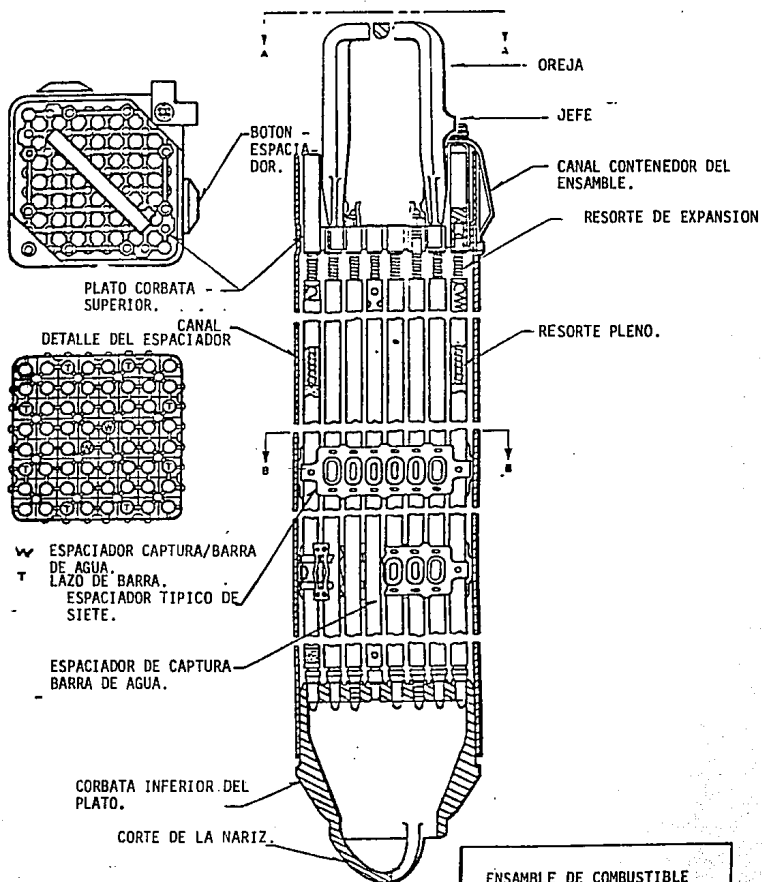
MONITOR DE FLUJO



IDENTIFICATION	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K
DIM. cm	30.48	13.41	.66	.66	.25	.40	.40	1.63	12.38	.64	4.01
(in)	(12.0)	(5.278)	(0.261)	(0.260)	(0.100)	(0.157)	(0.157)	(0.640)	(4.875)	(0.251)	(1.58)

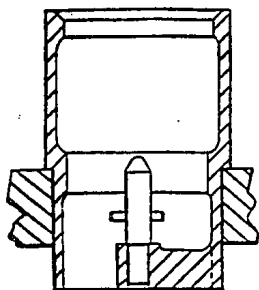
CELDA TIPICA DEL NUCLEO DEL REACTOR DE LA P.N.L.V.

FIG. No.7



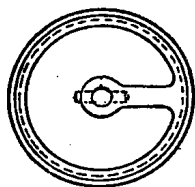
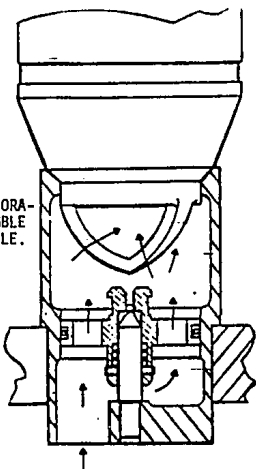
ENSAMBLE DE COMBUSTIBLE
 DEL REACTOR DE LA PNLV.

FIG. No.8



SOPORTE PERIFERICO DEL COMBUSTIBLE.

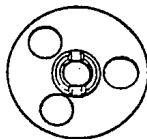
SOPORTE PERFORADO DEL ENSAMBLE DE COMBUSTIBLE.



(VISTA INFERIOR)



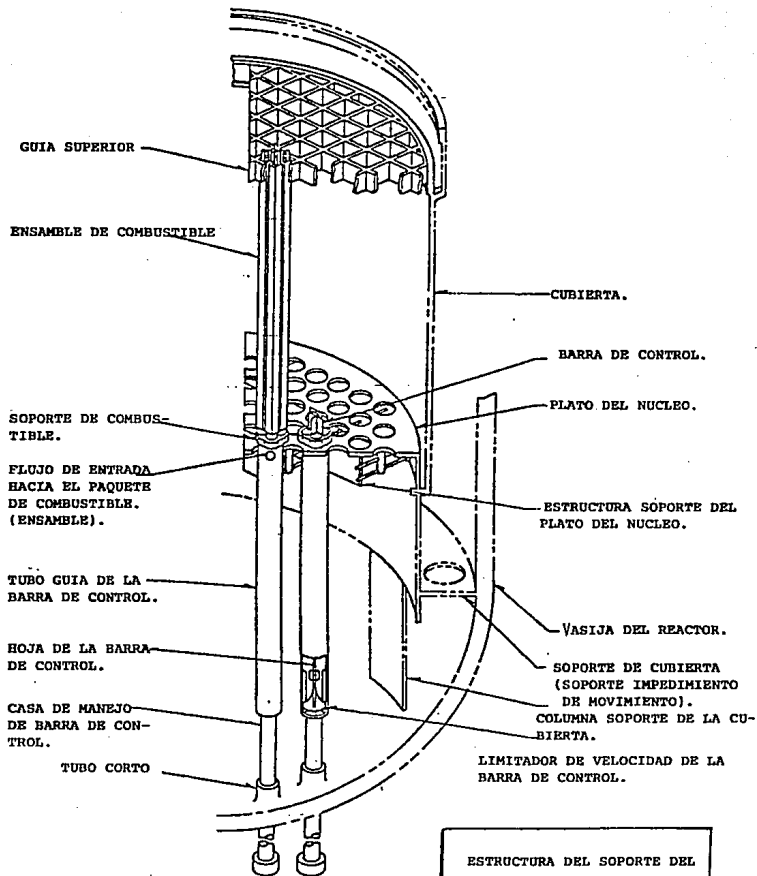
ORIFICIO DEL SOPORTE PERIFERICO DEL COMBUSTIBLE.



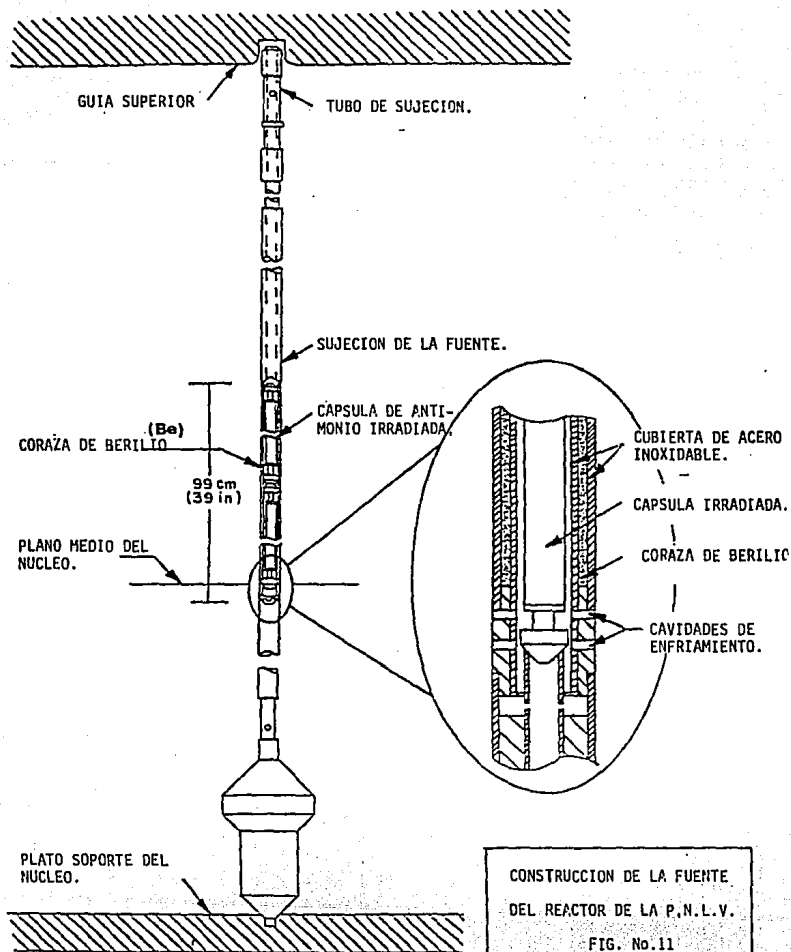
(VISTA INFERIOR)

CORTE DEL SOPORTE PERIFERICO DEL COMBUSTIBLE DEL REACTOR DE LA P.N.L.V.

FIG. No.9

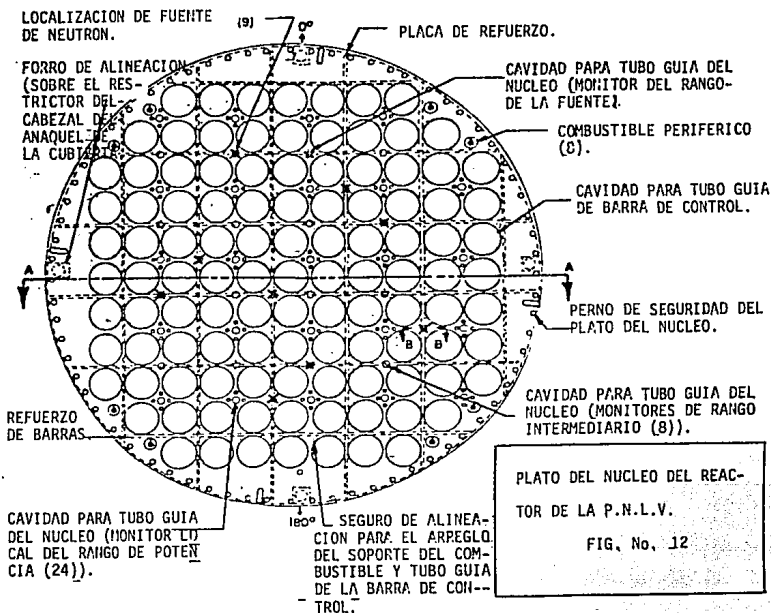
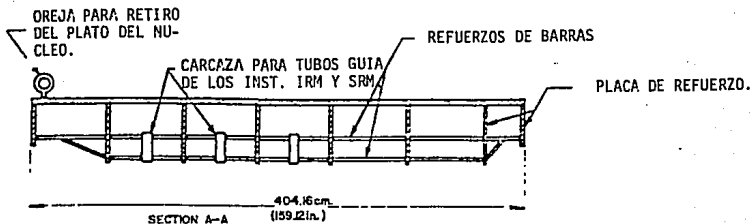


ESTRUCTURA DEL SOPORTE DEL
 NUCLEO DEL REACTOR DE LA -
 P.N.L.V.



CONSTRUCCION DE LA FUENTE
 DEL REACTOR DE LA P.N.L.V.

FIG. No.11



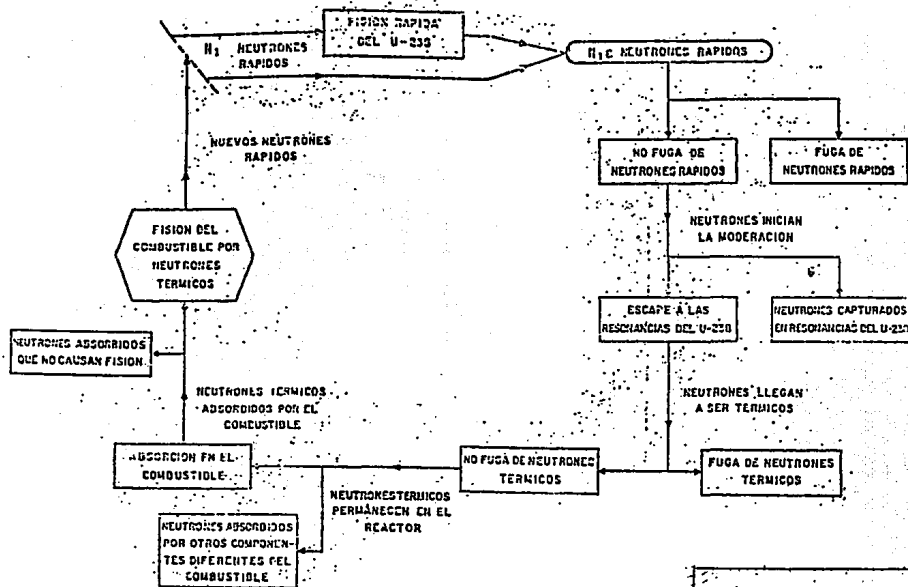


FIG. No.13:
 CICLO DE NEUTRON PARA UN REACTOR TERMICO DE TAMARO FINITO.

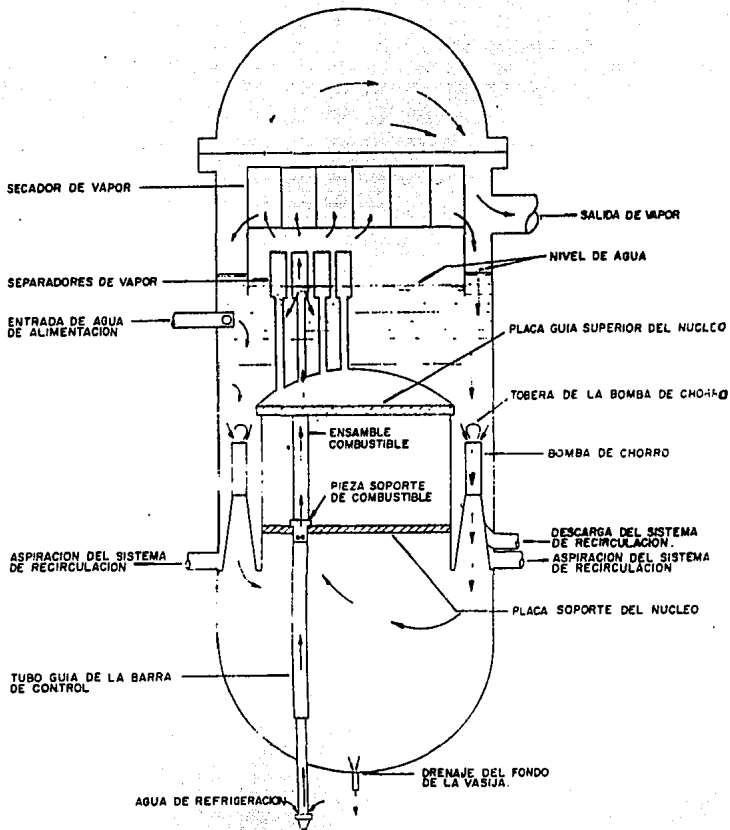
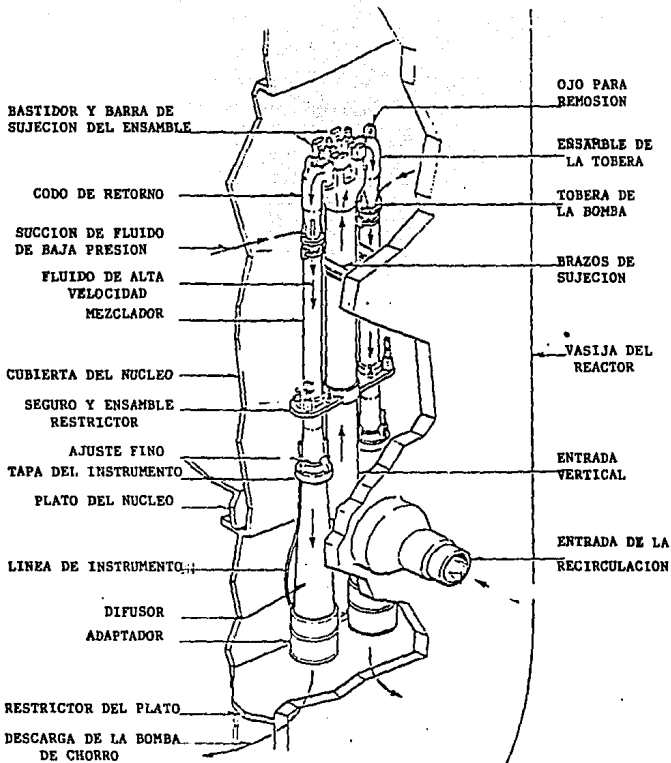


FIG. No. 14 DISTRIBUCION DE FLUJO EN LA VASIJA DEL REACTOR DE LA P.N.L.V.



ENSAMBLE DE LA BOMBA DE CHORRO DEL REACTOR DE LA P.N.L.V.

FIG. No. 15

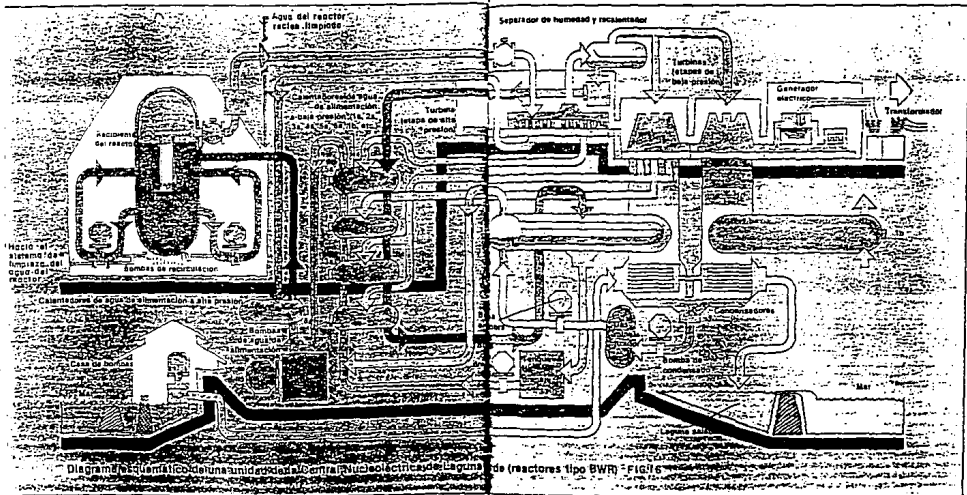
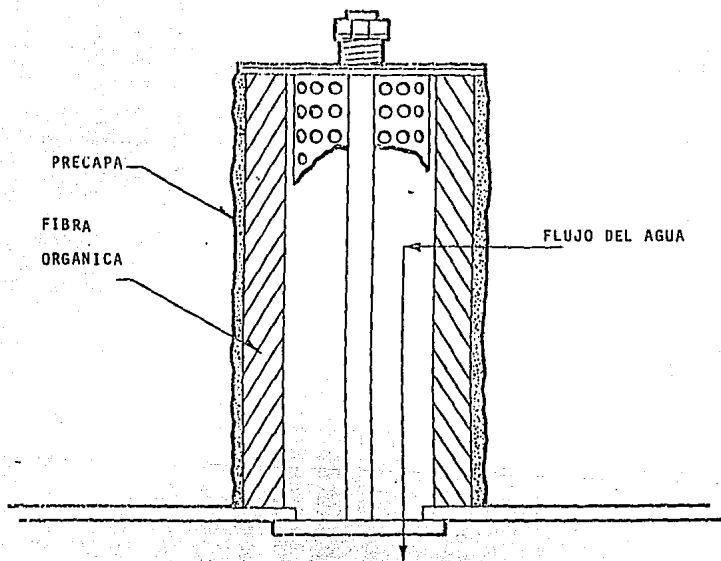


Diagrama esquemático de un reactor de agua hirviendo (reactores tipo BWR) - FIG. 6



ELEMENTO DESMINERALIZADOR-FILTRANTE

FIGURA No. 17

FIG. NO.18 PORCENTAJE DE FUGAS VS FRACC. DE LA CAPACIDAD USADA DE LA RESINA.

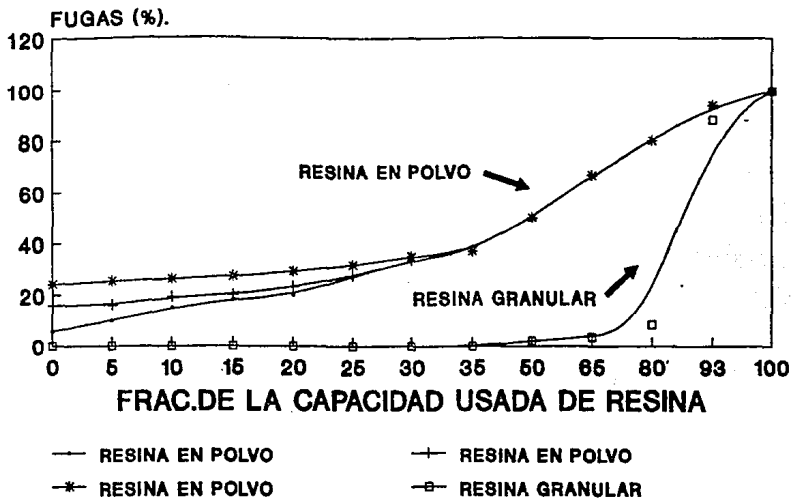


FIG.No.19 CONDUCTIVIDAD VS pH DE SOL. ACUOSAS A 25

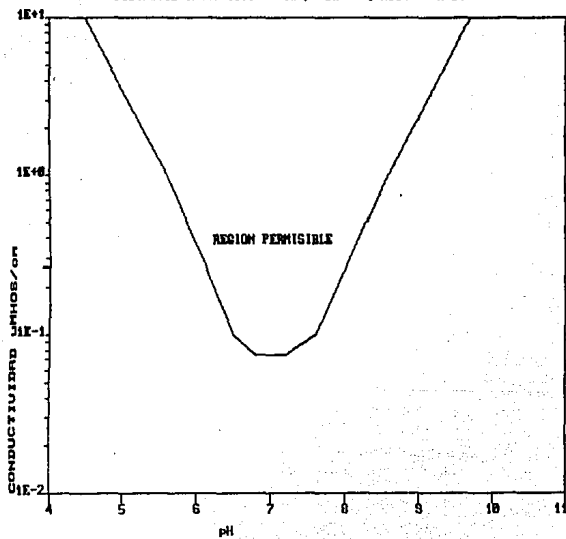
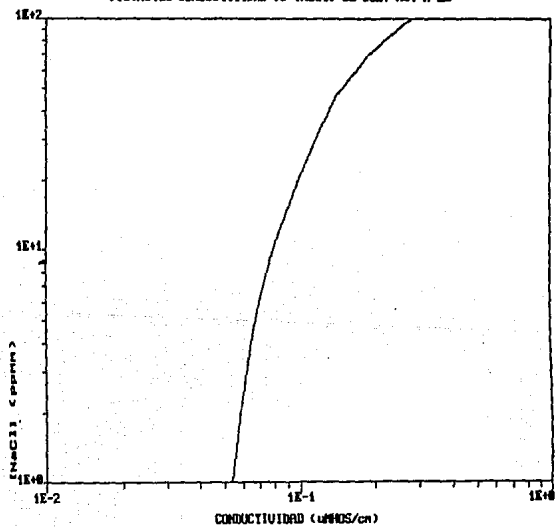


FIG.No.28 CONDUCTIVIDAD VS (NaCl) DE SOL. AC. A 25



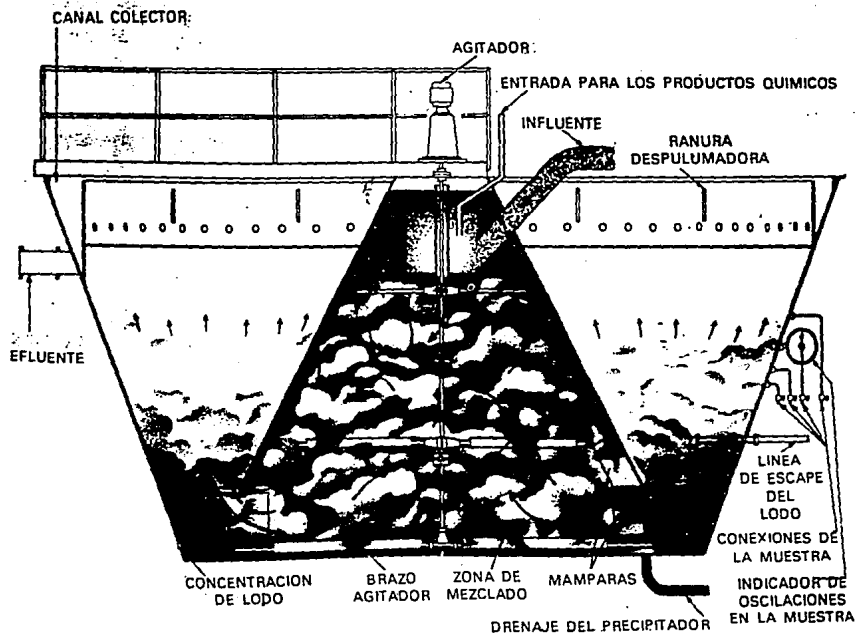


Figura No.21 Clarificador de colchón de lodo que proporciona un área mayor para la elevación del agua en el anillo externo, lo que resulta en una disminución de la velocidad para corresponder a la velocidad de asentamiento del lodo.

CAPITULO VII

B I B L I O G R A F I A

- 1.- American Iron and Steel Institute.
"Steel products manual alloy, carbon and high strength, low alloy steel".
U.S.A. 1980.
- 2.- American Society for Metals
"Nondestructive evaluation in the Nuclear Industry"
Proceedings of an International Conference 13-15 Feb.1978
Salt Lake City, UTAH
R. Natesh- Materials Research, Incorporated
U.S.A. 1978.
- 3.- Arreola, G. L. y Roselo, C. F.
"Energía y máquinas térmicas"
Limusa
México 1983.
- 4.- Avenhaus, R.
"Safeguards Systems Analysis"
With Applications to Nuclear Materials Safeguards and
others Inspection Problems.
Plenum Press
New York 1986.
- 5.- Balzhiser, R. E.- Samuels, M. R. and Eliassen, J. D.
"Termodinámica Química para Ingenieros"
PRENTICE-HALL
U.S.A. 1972.
- 6.- Bennett, C. O. and Myers, J. E.
"Momentum, Heat and Mass Transfer"
Mc Graw-Hill
Singapore 1983.
- 7.- Burg, A.
"La Energía Nuclear y las centrales electronucleares"
Ciencia y desarrollo
Nov-Dic. 1980 / No. 35/ año VI.
CONACYT.
- 8.- Caro, R..
"Física de reactores nucleares".
Publicaciones científicas de la junta de energía nuclear.
Madrid 1976.

9.- Ciencia y desarrollo

"Reactor Nuclear empleado en la Planta Nucleoeléctrica LAGUNA VERDE"
Nov.-Dic. 1987/ No. 77/ año XIII
CONACYT.

10.- "Conference on

Heat and Fluid Flow in Water Reactor Safety"
The Institution of Mechanical Engineers 1977
Published by Mechanical Engineerings Publication
Limited for the Institution of Mechanical Engineers
London.

11.- C.F.E..

"Del Fuego a La Energía Nuclear".
México 1987.

12.- C.F.E..

"Instructivo del curso de selección de personal para protección radiológica en la PLANTA NUCLEOELECTRICA LAGUNA VERDE".
México 1986.

13.- Evans, N. and Hope, C.

"Nuclear Power"
Futures, costs and benefits
Cambridge University Press
New York 1984.

14.- Foster, A. R. and Wright, R.L.

"Basic Nuclear Engineering"
Allyn and Bacon 1983
4th edition
Newton, Massachusetts.

15.- General Electric, Co.

"BWR Applied Chemistry, BWR Power Plant Training".
U.S.A. 1975.

16.- General Electric, Co.

"BWR Chemistry".
NEDO 24810 .
U.S.A. 1980.

17.- General Electric, Co.

"BWR Coolant Oxygen Control".
Nuclear Services Information Letter-SIL No.136 Supplement 2-
NEDO-23631".
San José Cal. 1978

- 18.- General Electric , Co.
 "Chart of the nuclides, with physical constants, conversions factors and table of equivalents".
 U.S.A. 1980.
- 19.- General Electric, Co.
 "Control of radiation buildup through oxigen control".
 Nuclear Services Information Letter- SIL No.428,Category 4.
 San José Cal. 1985.
- 20.- General Electric, Co.
 "Condensate polishers system description for C.F.E.- Planta Nucleoeléctrica Laguna Verde Unit # 1 and 2 at México".
 U.S.A. 1980.
- 21.- General Electric, Co.
 "Condensate storage and transfer system description for C.F.E.- Planta Nucleoeléctrica Laguna Verde Unit # 1 and 2 at México".
 U.S.A. 1980.
- 22.- General Electric, Co.
 "Condensate system description for C.F.E.- Planta Nucleoeléctrica Laguna Verde Unit # 1 and 2 at México".
 U.S.A. 1980 .
- 23.- General Electric, Co.
 "Corrosion product radiation reduction and control".
 Nuclear Services Information Letter- SIL No.136, Suplement 3 Rev. 1, Category 4 .
 San José Cal. 1980 .
- 24.- General Electric, Co.
 "Desmineralizer, Makeup desmineralized, Potable water, Desmineralized water supply systems, Description for C.F.E.- Planta Nucleoeléctrica Laguna Verde Unit # 1 and 2 at México".
 U.S.A. 1979 .
- 25.- General Electric, Co.
 "Reactor Water Cleanup system description for C.F.E.- Planta Nucleoeléctrica Laguna Verde Unit # 1 and 2 at México".
 U.S.A. 1980 .
- 26.- General Electric, Co.
 "Water Quality for the control rod drive system".
 Nuclear services Information Letter- SIL No.148.
 San José Cal. 1980 .

- 27.- Germain, L.-Colas, L.- Rouquet, J.
 "Tratamiento de las aguas"
 Bordas de Paris
 Paris 1982
- 28.- Glastone, S. and Sesonske, A.
 "Nuclear Reactor Engineering"
 3rd edition
 Van Nostrand Reinhold Company 1981
 New York.
- 29.- Gofman, W. J. and Tamplin, R. A. "Poisoned Power"
 The case against Nuclear Power Plants
 Rodale Press inc.
 U.S.A. 1971.
- 30.- Gran Enciclopedia del Mundo.
 "Central de Energía Nuclear"
 Tomo 4
 Durvan, S.A. de Ediciones
 Quinta reimpression de la primera ed.
 España 1961
- 31.- Hillboe, E. H.
 "Manual of instruction for treatment plant operators"
 New York State Department of health
 New York 1964
- 32.- Jones, O. C. (Jr)
 "Nuclear Reactor Safety Heat Transfer"
 Mc Graw-Hill 1981
 Washington, New York.
- 33.- Kenner, N.F., McCallion, J.
 "Manual del agua, su naturaleza, tratamiento y aplicaciones".
 McBraw Hill de México S.A. de C.V.
 México 1983.
- 34.- Kerlin, T. W.
 "Frequency Response Testing in Nuclear Reactors"
 Academic Press 1974
 New York.
- 35.- Krane, K. S.
 "Introductory nuclear physics"
 John Wiley and sons
 U.S.A. 1988
- 36.- Ma, B. M.
 "Nuclear Reactor Materials and Applications"
 Van Nostrand Reinhold Company 1983
 New York.

- 37.- Mann, M.
 "Peacetime uses of Atomic Energy"
 Third Revised edition
 Thomas Y. Crowell Co.
 U.S.A. 1957, 1961, 1975.
- 38.- Mann, B. Ayres L. and Garfinked.
 "Radioactivity and its measurement".
 2nd. Ed.
 New York 1980.
- 39.- Mc Craken, E.C. Reckman, L.- Coolant Technology Section Chemistry Group.
 "Reactor Plant Chemistry Manual".
 GENPD-28 .
 U.S.A. 1971.
- 40.- Murphy, G.
 "Elements of Nuclear Engineering"
 Robert K. Kriegs Publishing Company
 Original edition 1961
 reprint 1975 with corrections and additions.
- 41.- Patterson, W. C.
 "Nuclear Power"
 Penguin Books
 Harmondsworth, Middlesex, England
 1976 (1978).
- 42.- Polta, R. C.-Deform, R. W. and Johnson, W. K.
 "Water conditioning for industry"
 Mc Graw-Hill
 New York 1954.
- 43.- Schultz, M. A.
 "Control of Nuclear Reactors of Power Plants"
 Mc Graw-Hill 1955
 New York.
- 44.- Stephenson, R.
 "Introduction to Nuclear Engineering"
 Mc Graw-Hill
 New York 1954.
- 45.- Uhlig, H. H.
 "Corrosión y control de corrosión"
 John Wiley and Sons, Inc.
 New York 1963.

- 46.- United States Nuclear Regulatory Commission.
"Requisitos de garantía de calidad para la limpieza de
sistemas de fluidos y componentes asociados de plantas
nucleares de potencia enfriadas con agua - Guía Reguladora
1.37, 10-CFR parte 50, Apéndice B"
Rev. 0 .
U.S.A. 1973.
- 47.- Van, W. G. and Sonntag, E. R.
"Fundamentos de termodinámica"
Limusa
U.S.A. 1972.