

3
Zej



**UNIVERSIDAD NACIONAL AUTONOMA
DE MEXICO**

**FACULTAD DE ESTUDIOS SUPERIORES
"ZARAGOZA"**

**ESTUDIO DEL ESTADO ACTUAL DE LA
TECNOLOGIA EN EL CAMPO NUCLEAR**

T E S I S
QUE PARA OBTENER EL TITULO DE
INGENIERO QUIMICO
P R E S E N T A
ANTONIO BEJAR DOMINGUEZ

**U N A M
F E B
Z A R A G O Z A**

DIRECTOR DE TESIS: ING. QUIM. JOSE BENJAMIN RANGEL GRANADOS



**10 FEBRERO 1968
DE ESTUDIOS SUPERIORES**

MEXICO, D. F.

1968

**TESIS CON
FALLA DE ORIGEN**

**TESIS CON
FALLA DE ORIGEN**



Universidad Nacional
Autónoma de México

Dirección General de Bibliotecas de la UNAM

Biblioteca Central



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

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

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

TESIS CON FALLA DE ORIGEN



UNIVERSIDAD NACIONAL
AUTÓNOMA DE
MÉXICO

**FACULTAD DE ESTUDIOS
SUPERIORES ZARAGOZA**

**JEFATURA DE LA CARRERA DE
INGENIERIA QUIMICA**

OF/IQ/JU/082/020/96

**C. ANTONIO BEJAR DOMINGUEZ
P R E S E N T E.**

En respuesta a su solicitud de asignación de jurado para el Examen Profesional, les comunico que la Jefatura a mi cargo ha propuesto la siguiente designación:

PRESIDENTE: ING. RAFAEL SANCHEZ DIRZO
VOCAL: ING. JOSE BENJAMIN RANGEL GRANADOS
SECRETARIO: ING. MARTHA FLORES BECERRIL
SUPLENTE: FIS. CARLOS JAVIER MARTINEZ GOMEZ
SUPLENTE: ING. DOMINGA ORTIZ BAUTISTA

A T E N T A M E N T E
"POR MI BABA HABLARA EL ESPIRITU"

México, D.F., 2 de julio 1996


ING. JOSE BENJAMIN RANGEL GRANADOS
JEFE DE LA CARRERA

Gracias

A Dios porque en estos años
de mi vida me dio salud y
fuerza para poder concluir
mis estudios profesiones.

Antonio Béjar Domínguez

AGRADECIMIENTOS

A mi Padre

Sr. Ramón Béjar Ríos

Gracias papá por lo bueno y comprensivo que eres, por todo el apoyo incondicional que me brindaste, al haberme dado la oportunidad de estudiar una carrera profesional, por estar en los momentos más alegres a mi lado, porque en toda ocasión me enseñaste a ser un hombre honesto y responsable, es a ti en especial a quien dedico esta tesis.

A mi Madre

Sra. Teresa Domínguez Campos

Gracias mamá por todo el amor que me diste, como olvidar esos momentos en los cuales depositaste tu tiempo y esfuerzo los cuales me sirvieron como fuente de inspiración para que día a día yo impulsara toda mi energía en alcanzar esta anhelada meta. Mamá por siempre estaré agradecido.

A mi Esposa

Sra. María del Carmen Ochoa R.

Por estar a mi lado brindándome palabras de aliento para seguir adelante, por todo el amor y cariño que nos une y compartimos el cual conforma el presente y futuro más bello que impulsan mi ser día a día.

A mis Hermanos

Rocío Guadalupe, Claudia y Abel.

Quienes fueron parte importante en el transcurso de mis estudios, por ofrecerme su apoyo, comprensión y por todos los momentos que hemos compartidos juntos. Gracias por su amistad y paciencia que agradeceré toda la vida.

A mi Cuñado

Sr. David Frias Navarro

Gracias, por ser motivo importante en mi vida y ejemplo de superación.

A mi Asesor

Hago patente mi agradecimiento al señor Ingeniero Químico José Benjamín Rangel Granados por todo su apoyo y ayuda incondicional para la realización del presente trabajo.

A mi Escuela

A la Universidad Nacional Autónoma de México (F.E.S. Zaragoza), que me ofreció la oportunidad de desarrollar mis estudios y formarme como profesional y ser humano.



*A todos aquellos
que estudiaron conmigo
a lo largo de este difícil
camino, gracias por
su amistad.*

INDICE

Capítulo 1

Estudio de la Tecnología en el Campo Nuclear

	Pg.
Generalidades.	1
¿ Qué es la Energía Nuclear ?	2
Materia y energía.	2
Fisión Nuclear.	4
Reacción en cadena.	5
Materiales fisionables y fértiles.	5
De la Energía Nuclear a la Electricidad.	7
Moratoria de los países industrializados sobre energía Nuclear.	18
Seguridad de Reactores Nucleares.	26
Almacenamiento de residuos radioactivos de alto nivel.	33

Capítulo 2

Los Diferentes Reactores

Los diferentes reactores	40
- Reactor grafito-gas.	40
- Reactor de agua ligera.	41
- Reactor de agua pesada.	42
- Reactor de alta temperatura	43
- Reactor rápido de cría.	44

Capítulo 3

Análisis de Patentes Física Técnica Nuclear

Análisis de patentes física y técnica nuclear.	46
Introducción.	47
Generalidades	49
Referencias de patentes nucleares	51
Resumen de algunos de los documentos en proceso de otorgamiento de patentes (solicitud de patentes).	55

	Pg.
10 Aparato y técnica de medición de difusión por resonancia magnético nuclear.	55
20 Razón para manejo de combustible para plantas de reactor nuclear.	55
30 Detección por resonancia magnética nuclear de estructuras geológicas.	56
40 Procesos y máquina para el emparejamiento univocal de documentos radiográficos, ecográficos, tomográficos, de resonancia magnética nuclear, y en general, todos los documentos que se originen en procedimientos de diagnóstico que produzcan reportes médicos.	56
50 Detección por resonancia magnética de estructura geológica.	57
60 Determinación de permeabilidad de medidas de relajación de resonancia magnética nuclear para fluidos en medios porosos.	57
70 Aleación de zirconio-bismuto-niobio para barrera de revestimiento metálico del combustible nuclear.	58
80 Celda electroquímica para la elaboración de fuentes radioactivas de referencia de actínidos emisores alfa.	58
90 Agentes de contraste para resonancia magnética nuclear y proceso para su preparación.	59
100 Barra de combustible para un reactor nuclear, que comprende una camisa elástica trabadora.	59
110 Determinación por resonancia magnética nuclear de las propiedades de estructuras geológicas.	60
120 Recarga del núcleo de un reactor nuclear de agua hirviendo y procedimiento de recarga del mismo.	60
130 Un aparato y un proceso para la extracción de metales volátiles de arenas de fundición.	61
140 Razón para manejo de combustible para plantas de reactores nucleares.	62
150 Reactor de lecho fluidizado modulado por pulsaciones y proceso mejorado para la combustión sólida.	62
160 Reactor para reacciones de fases heterogéneas.	63
170 Sistema de reactor catalítico.	63
180 Sistema de reactor para polimerización por suspensión de cloruro de vinilo.	64

199 Mejoras en reactor tubular para componentes de reacción en fase gaseosa.	64
200 Procedimiento para el cultivo de células de mamíferos en un reactor de lecho de flujo.	65
210 Aparato y procedimiento para introducir una suspensión en un reactor.	65
220 Reactor de lámpara fluorescente compacto de baja armónica.	66
230 Barra de combustible para un reactor, que comprende una camisa elástica trabadora.	66
240 Recarga del núcleo de un reactor de agua hirviendo y procedimiento de recarga del mismo.	67

Capítulo 4

Patentes Registradas Oficialmente en el Instituto Mexicano de la Propiedad Industrial (IMPI).

Patentes sobre energía nuclear de origen Mexicano. Y su descripción en su totalidad de la invención.	69
10 Reactor Térmico para la fusión total de materiales en polvo para la fabricación de cemento.	69
20 Procedimiento mejorado para la obtención de bromobenceno marcado con bromo-82 por transición isomérica.	77
Conclusiones	81

Apéndice

Glosario	92
Esquemas de reactores	93
Bibliografía	99

RESUMEN

Esta tesis presenta estudios en las cuestiones del desarrollo nuclear relacionadas con las tareas de la generación de energía eléctrica.

Nos presenta la gran importancia de generar electricidad como térmica, hidroeléctrica, geotérmica y por su puesto nuclear. Da opciones y alternativas de como podemos solucionar el problema del consumo y ahorro en el exceso del consumo del petróleo, mediante la energía nuclear. Muestra como logra la fisión nuclear controlada cuales son sus éxitos mas notables obtenidos por varios de los equipos de investigación que la estudian en el mundo, También da un punto de vista a cerca de la incertidumbre sobre el ritmo en el que se desarrolla la energía nuclear en especial en el caso de moratoria nuclear.

Otro punto importante que abarca es la seguridad de reactores nucleares y almacenamiento de residuos radioactivos de alto nivel. Conocemos e interpretamos un reactor nuclear el cual es un dispositivo mediante el cual se puede disponer de la energía nuclear a un ritmo controlado.

Existen en la actualidad diferentes tipos de reactores en operación, unos comercialmente y otros experimentalmente y se diferencian entre ellos por las distintas componentes básicas que utilizan, en la agrupación que se dan en el trabajo ya sea por el tipo de neutrones que se usan para llevar a cabo la reacción en cadena en el combustible nuclear.

Y por último hay un análisis de patentes física y técnica nuclear lo cual es una manera accesible de los avances tecnológicos con respecto a la tecnología nuclear y su utilización, así como otros aspectos importantes que están íntimamente ligados al tema, que repercuten en la seguridad de los trabajadores, publico general, medio ambiente y no menos relevante en convivencia pacífica y progresista internacional.

CAPITULO

1

GENERALIDADES.

Desde que Einstein a principios del siglo había planteado la equivalencia entre energía y materia, se había vislumbrado la posibilidad de disponer en el futuro de una fuente de energía basada en la transformación de materia en energía, sin embargo, el planteamiento era puramente teórico pues no se contemplaba ninguna forma práctica de lograrlo.

El descubrimiento del proceso de fisión del uranio abrió esa posibilidad, aun cuando en forma muy limitada, ya que, en este caso, de la materia inicial sólo una pequeña parte se transforma en energía.

La reacción de fisión nuclear del uranio fue descubierta en 1938, hace ya más de 50 años, por Otto Hahn y Fritz Strassmann, estos investigadores estaban tratando de separar químicamente el elemento transuránico que supuestamente se debía de haber formado al bombardear uranio con neutrones, para su sorpresa, encontraron elementos mucho más ligeros que el uranio, pensaron en que esto podría deberse a la fisión del uranio, pero el resultado era tan sorprendente que dudaban de tener la interpretación correcta, fue Lise Meitner quien proporcionó la base teórica que explicaba el fenómeno y además llegó a la conclusión de que en el proceso se debía liberar una cantidad considerable de energía, hecho que fue confirmado a principios de 1939 por R. Frisch.

También a principios de 1939, en una reunión en Estados Unidos sobre física teórica, este descubrimiento se filtró en los círculos científicos. Muchos físicos comprendieron inmediatamente la importancia y las implicaciones posibles que se derivaban de la fisión del uranio.

La cercanía de la segunda guerra mundial hizo que los desarrollos subsiguientes se mantuvieran en secreto ya que la fisión podía tener aplicaciones bélicas muy importantes tanto en la propulsión de submarinos, como en la producción de bombas.

Para la propulsión de submarinos y para las aplicaciones pacíficas de la fisión era necesario poder controlar a voluntad la reacción, esto se logró el 2 de diciembre de 1942 por un grupo de científicos encabezado por Enrico Fermi. El año de 1992 marcó por lo tanto el cincuenta aniversario de la primera reacción nuclear en cadena, uno de los logros científicos más importantes de la humanidad.

Fue hasta mediados de los años 50's en que la investigación sobre fisión nuclear fue puesta a disposición del público en general, con esto se iniciaba el desarrollo de los usos pacíficos de la energía nuclear que tanta trascendencia han tenido en todos los campos de la ciencia y la tecnología.

¿QUÉ ES LA ENERGÍA NUCLEAR?

La energía nuclear es la energía almacenada dentro del núcleo del átomo y éste es el constitutivo de todo elemento, como por ejemplo, el hidrógeno, carbono, uranio, plutonio, etc.

Isótopos. Todos los átomos de un mismo elemento no tienen normalmente la misma masa; tienen el mismo número de electrones y de protones y por consecuencia las mismas propiedades químicas, sin embargo, pueden diferir entre sí por el número de neutrones y entonces se les llama "isótopos". Estos isótopos existen en proporción constante dentro de cada elemento natural, como ejemplo, dentro del uranio que existe en la naturaleza hay 0.7% de uranio 235 y 99.3% de uranio 238. Los isótopos de un mismo elemento tienen en general propiedades nucleares diferentes, ya que los neutrones aquí juegan un papel esencial.

MATERIA Y ENERGÍA.

Un núcleo se compone de partículas no cargadas, los neutrones y de partículas cargadas de electricidad positiva, los protones. Los protones llevan una carga del mismo signo y deberían por lo tanto repelerse mutuamente; ahora bien, se constata por un lado que ellos permanecen juntos y por otro lado que la masa de un núcleo es siempre menor a la suma de las masas de las partículas que lo forman, cuando ellas están libres. Hay por lo tanto dentro del núcleo un "defecto de masa" equivalente, según la teoría de Einstein, a una cierta cantidad de energía de unión que asegura la cohesión del núcleo. Es esta la energía que se debería proporcionar a un núcleo para disociar las partículas que lo componen e inversamente, si un núcleo se forma a partir de varias partículas separadas, debe producir una cantidad de energía.

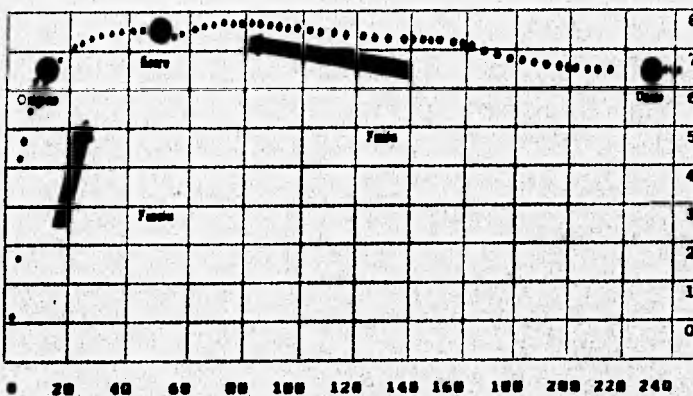
$$\text{(ENERGÍA DE UNIÓN)} = \text{(DEFECTO DE MASA)} \{ \text{VELOCIDAD DE LA LUZ} \\ \text{AL CUADRADO} \}$$

$$E = MC^2$$

El defecto de masa no es el mismo para todos los núcleos, sino que es relativamente pequeño para los elementos ligeros como el hidrógeno y es máximo para los núcleos de masa mediana (fuertemente ligados) como el hierro, y es nuevamente más débil para los núcleos pesados como el uranio.

La aparición de la energía nuclear, es el resultado de una desaparición de materia, o visto de otra manera, de un incremento del defecto de masa. Para liberar la energía nuclear, es necesario por lo tanto provocar una transformación tendiente a producir los núcleos de masa mediana para los cuales el defecto de masa por nucleón es máximo. Algunos núcleos pesados como el del uranio 235 pueden separarse en dos núcleos de masas medianas, lo que constituye la fisión nuclear. En esta transformación el defecto de masa crece y por lo tanto, hay una liberación de energía que se puede calcular partiendo de las energías de unión del núcleo inicial y el final. Por otro lado, hay otros núcleos ligeros que se pueden juntar para formar núcleos más pesados y esto constituye la fusión nuclear. También en esta transformación, el defecto de masa crece y por lo tanto, hay una liberación de energía.

ENERGÍA DE UNIÓN POR NUCLEÓN. MeV.



H. MASA ATÓMICA

FISIÓN NUCLEAR.

La utilización a escala industrial de la energía nuclear, se fundamenta en la fisión nuclear. La fisión nuclear es la ruptura de un núcleo pesado, como por ejemplo, un núcleo de uranio 235, provocada dentro de ciertas condiciones por un neutrón. Cuando el núcleo captura el neutrón se vuelve inestable, oscila y se separa en dos núcleos más pequeños de masas medianas.

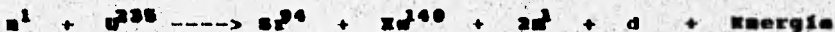
La ruptura trae como consecuencia tres efectos principales:

El núcleo se separa en varias partes que constituyen los núcleos de átomos nuevos que se les denomina productos de fisión y son en general altamente radioactivos.

Se escapan del núcleo 2.5 neutrones en promedio con una velocidad del orden 20,000Km/s.

Se libera una cierta cantidad de energía en forma de energía cinética de los productos de fisión, la cual se manifiesta como energía calorífica al enfrentarse ellos a la malla del combustible.

Un ejemplo típico de una reacción en un reactor nuclear es el siguiente:



Donde el primer término se refiere al neutrón que va a provocar la separación del núcleo del uranio 235 que corresponde al segundo término. Después de que se efectúa la reacción, aparecen dos nuevos núcleos, en este caso estroncio (Sr^{94}) y Xenón (Xe^{140}), que son altamente radioactivos; además aparecen dos neutrones más, radiación Gamma, simbolizados por los dos términos que siguen y finalmente se tiene la energía térmica que aparece al separarse con violencia los productos de fisión.

REACCIÓN EN CADENA.

Los neutrones que salen del núcleo roto, pueden tener muchos destinos, algunos de ellos golpearán a otros núcleos fisionables, los romperán y liberarán a otros neutrones, manteniendo de esa manera una "reacción en cadena".

Otros neutrones pueden ser capturados por los núcleos de los átomos fértiles como el uranio 238 y provocar de esta manera la formación de nuevos materiales fisionables, como el plutonio 239 (Pu^{239}). Otros más pueden ser capturados por los materiales de estructura del reactor o por el fluido refrigerante, formando lo que se conoce como productos de activación, o bien, por los productos de fisión. Finalmente existen otros que pueden escapar hacia el exterior de la vasija, pero que son detenidos por el blindaje constituido generalmente por los muros de concreto.

Por lo anterior se pretende que solamente una parte de los neutrones emitidos participa en la fisión de nuevos núcleos. En condiciones especiales, el número de fisiones puede crecer muy rápidamente y la liberación de la energía se hace de manera masiva y súbita, lo que constituirá una "bomba atómica".

Si por el contrario, se tiene que el número de neutrones disponible permanece estable, la reacción en cadena se mantiene y la energía es liberada de una manera progresiva y predeterminada y justamente esto es lo que sucede en el interior de un reactor nuclear. Esta condición se denomina criticidad y se dice que el reactor está crítico. Cuando el número de fisiones crece con el tiempo, se habla de supercriticidad y en el caso contrario, subcriticidad. Una medida de la desviación de un reactor de la condición de criticidad, es la reactividad y es igual al reactor de multiplicación de neutrones menos uno; la reactividad es cero cuando el reactor está crítico. Si hay reactividad positiva, el reactor estará supercrítico y la potencia se elevará; inversamente la reactividad negativa significará un descenso en la potencia.

MATERIALES FISIONABLES Y FÉRTILES.

Para aumentar la probabilidad de encuentro entre un neutrón y un núcleo, con frecuencia es necesario moderar la velocidad de los neutrones. De esta manera se tendrán neutrones más lentos, con velocidades de 2Km/s, en lugar de 20,000Km/s, de aquí se ve que han perdido una gran parte de su energía cinética. Los núcleos atómicos actúan de manera diferente a la acción de neutrones que sean lentos o rápidos.

Algunos isótopos, como el U^{235} , se fisionan con la acción de neutrones lentos y a estos núcleos se les llama "fisionables". Existen otros isótopos como el U^{238} , que no son fisionables bajo la acción de neutrones lentos, sin embargo, ellos pueden capturarlos; la captura, dentro de ciertas condiciones, no provocará una fisión, pero puede, mediante una serie de transformaciones, engendrar un nuevo material fisionable. Esos isótopos son llamados "fértil", porque su transformación crea nuevos materiales fisionables.

DE LA ENERGÍA NUCLEAR A LA ELECTRICIDAD

Tanto en una central nuclear como en una central térmica convencional, la energía calorífica liberada por el combustible se transforma en energía mecánica y después en energía eléctrica.

El calor producido hace que el agua se vaporice y el vapor formado sea enviado a la turbina que hace funcionar un alternador que produce finalmente la energía eléctrica. Sin embargo, en una central térmica clásica, el calor proviene de la combustión con el oxígeno del aire de un combustible fósil como el carbón, combustóleo, gas, etc., dentro de la caldera, mientras que en una central nuclear, el calor proviene de la fisión de núcleos de uranio dentro de un reactor nuclear. Un reactor nuclear viene siendo un dispositivo mediante el cual se puede disponer de la energía de las transformaciones nucleares a un ritmo controlado.

El calor producido dentro del reactor es recogido por el paso alrededor del combustible de un fluido que se llama "refrigerante" o fluido "portador de calor".

El vapor que alimenta la turbina puede ser producido, ya sea directamente dentro del reactor o mediante el intercambio de un intercambiador, pero en todos los casos, ese vapor después de entrar a la turbina, pasa por un condensador donde se enfría en contacto con los tubos dentro de los cuales pasa el agua de enfriamiento que se toma del mar, de un río, o bien, en algunos casos, de los acuíferos subterráneos. El circuito agua-vapor, es por lo visto un circuito cerrado, completamente independiente del circuito de enfriamiento del mar, río o pozos.

Las características esenciales de un reactor nuclear se pueden separar en dos grupos, uno que se llama sistema nuclear de generación de vapor y otro que comprende los sistemas auxiliares. El primero consta de:

Un núcleo compuesto básicamente por el combustible, el moderador y el refrigerante.

Un sistema de control y seguridad para regular el ritmo de liberación de energía.

Un contenedor hermetico dentro del cual se encuentra el material nuclear que constituye un blindaje biológico para la protección de los trabajadores.

Un sistema de extracción de energía tal como un sistema de enfriamiento para transportar el calor producido.

En diferentes países a partir de los años 50's se empezaron a dar los primeros pasos que llevarían al desarrollo de la nucleoelectricidad, algunos reactores de esos primeros tiempos están aún en operación con más de 10 años de servicio, otros en cambio, sirvieron únicamente de prototipos y después de servir a los fines para los cuales habían sido construidos fueron retirados de servicio. Los primeros reactores comerciales datan de los años 60's, inicialmente el desarrollo fué lento, acelerándose a fines de los 60's y principios de los 70's.

La crisis del petróleo de 1973, que en un principio se pensó que favorecería el desarrollo de la energía nuclear, tuvo el efecto contrario, pues trajo consigo una grave recesión mundial que afectó sensiblemente el crecimiento global de la demanda de energía eléctrica, la cual bajó de valores cercanos al 7% anual antes de la crisis, a valores inferiores al 3% después de la misma.

Esta circunstancia desaceleró el crecimiento de la energía nuclear, pues muchos de los planes de expansión resultaron muy sobrados, necesitándose menos adiciones de capacidad eléctrica de las que se tenían programadas. A esto, aunque en grado mucho menor, se sumó el efecto de campañas iniciadas por grupos antinucleares. Pero a pesar de ello la energía nuclear no ha dejado de crecer como se observa en la Tabla No.1, por el contrario, su importancia ha ido aumentando paulatinamente sin descanso.

Puede observarse que en 1960 su participación era marginal, pues sólo representaba el 0.12% de la generación mundial, a pesar de ello, en ese año era ya ligeramente superior a la geotermia que tenía más de 50 años de desarrollo. En 1970 su participación era aún muy modesta, pues había subido a 1.6%, pero con eso sobrepasaba con creces a la geotermia, cuya participación mundial seguía siendo de 0.1%.

En 1980 su participación era ya considerable, pues había alcanzado el 6.3%. En 1990, último año en que se dispone de datos completos sobre generación eléctrica total mundial, la energía nuclear contribuye con 16.9%, valor, como puede apreciarse, muy cercano al de la energía eléctrica de origen hidráulico. En 1993 se estima que la generación eléctrica de origen nuclear representará entre el 17.6% y el 18% de la generación eléctrica mundial y habrá alcanzado y quizá sobrepasado a la generación de origen hidráulico, pese a que esta forma de generación tiene un desarrollo que lleva más de 100 años.

En la misma tabla puede observarse que tanto la energía eléctrica de origen térmico como la de origen hidráulico han sido paulatinamente disminuyendo en sus valores de participación indudablemente cediendo terreno a la energía nuclear.

El desarrollo de la energía nuclear puede verse en forma aún más clara en la Tabla No. 2 que muestra el crecimiento de la generación mundial de energía eléctrica desde 1950 hasta 1990. Es, por ejemplo, posible observar que la generación nuclear de 1992, que fue de 2027 TWh, fue superior a la generación térmica de 1960 y casi igual a la generación total mundial de ese año, en otras palabras, con la generación de origen nuclear de 1992 hubiera sido posible satisfacer casi toda la demanda de 1960. Puede verse también que la energía hidráulica tardó más de un siglo en generar 2000 TWh, pues solo llegó a esta cifra hasta 1986. En igual forma puede verse que de 1973, año de la crisis de energía y cuando podemos decir que se iniciaron los esfuerzos de uso racional y ahorro de energía, a 1990, pero en cambio, en el mismo lapso la energía nuclear se multiplicó por 10, un aumento impresionante de 900%, mientras que tanto la energía térmica como la hidráulica únicamente aumentaron en un 65%.

Los párrafos anteriores muestran la evolución que ha tenido la energía nuclear en el pasado, conviene ahora mostrar cuál es el estado actual de la misma.

En la Tabla No. 3, se presenta, por países, tanto el número de reactores que tienen en operación al 31 de diciembre de 1992, como la producción de electricidad obtenida durante 1992 en centrales nucleoelectricas y el porcentaje que dicha producción representa de la generación total de cada país.

A fines de 1992 había 30 países con centrales nucleoelectricas en operación, con un total de 424 reactores, una capacidad instalada de 331 mil megawatts y con los cuales durante ese año se generaron 2027 TWh.

Vemos además, que la energía nuclear es sumamente importante para muchos países, habiendo 16 en que la proporción nuclear supera el 25%, destaca en primer lugar Lituania en donde se estima que el ochenta por ciento de su generación eléctrica tiene origen nuclear, esta situación anteriormente quedaba oculta, pues su generación quedaba englobada como parte de la URSS, pero desde el fraccionamiento de la URSS e independencia de Lituania este país quedó en primer lugar, le sigue Francia en donde el 72.9% de la electricidad generada proviene de reactores nucleares, vienen después Bélgica con 59.9%, Eslovaquia con 49.5% Hungría con 46.4%, Corea del Sur con 43.2%, Suecia con 43.2%, Suiza con 39.6%, España con 36.4%, Taiwán con 35.4%, Eslovenia con 34.6%, Finlandia con 33.2%, Bulgaria con 32.5%, Alemania con 30.1%, Japón con 27.7% y Ucrania con 25%.

TABLA No.1

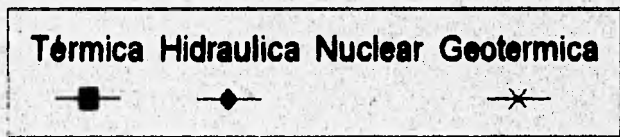
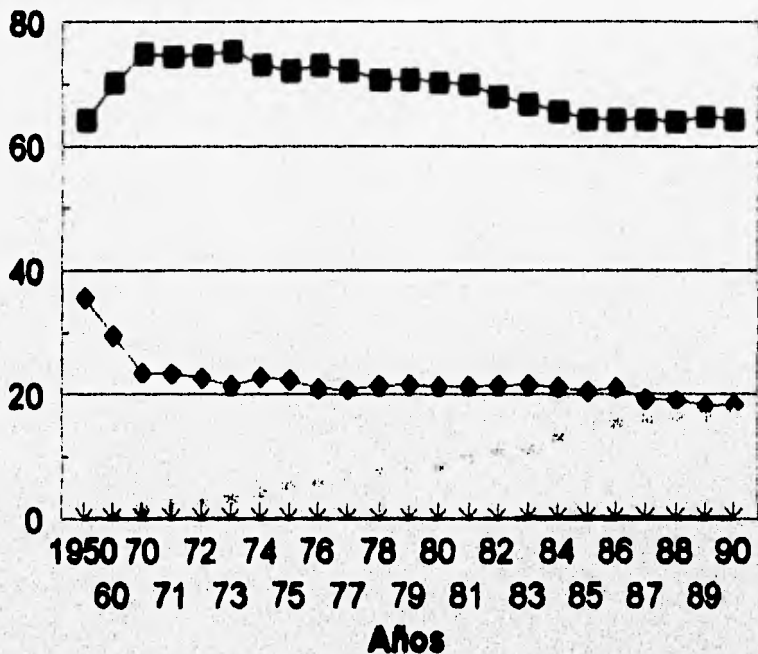
PARTICIPACIÓN PORCENTUAL DE DIVERSAS FUENTES DE ENERGÍA EN LA PRODUCCIÓN MUNDIAL DE ELECTRICIDAD

AÑO	TÉRMICA	HIDRÁULICA	NUCLEAR	GEOTÉRMICA
1950	64.24	35.62	0	.14
1960	70.21	29.56	.12	.11
1970	74.84	23.48	1.59	.09
1971	74.49	23.37	2.06	.09
1972	74.64	22.66	2.60	.10
1973	75.27	21.40	3.23	.10
1974	73.08	22.77	4.05	.11
1975	72.14	22.35	5.39	.12
1976	73.08	20.94	5.87	.12
1977	72.15	20.75	6.97	.12
1978	70.67	21.46	7.76	.11
1979	70.70	21.61	7.57	.13
1980	70.22	21.33	8.28	.16
1981	68.90	21.34	9.57	.18
1982	68.02	21.51	10.27	.20
1983	68.74	21.62	11.41	.23
1984	65.53	21.11	13.10	.26
1985	64.28	20.56	14.87	.29
1986	64.14	20.12	15.42	.32
1987	64.28	19.28	16.10	.34
1988	63.96	19.10	16.62	.33
1989	64.75	18.29	16.62	.34
1990	64.35	18.42	16.89	.34

FUENTES: "Energy Statistics Yearbook", 1979, 1982, 1985, 1986, 1987, 1988, 1989, 1990, de la OEW.

Participación Porcentual de Diversas Fuentes de Energía en la Producción Mundial de Electricidad (PPDFEPME) %

ppdfepme (%)



De los reactores actualmente en servicio cinco son reactores de "Cria", que si bien no están disponibles en este momento en forma comercial, tienen la importancia de demostrar que tanto el Uranio 238 como el Torio, que no son combustibles nucleares, podrán ser usados en el futuro para producir material fisionable, ya que los reactores de "Cria" a la vez que queman Uranio 235, pueden, mediante una reacción nuclear, transformar el Uranio 238 y el Torio en combustibles nucleares. Lo anterior es muy importante, pues permite multiplicar por 60 veces o más la energía disponible, haciendo que las reservas nucleares sobrepasen ampliamente a las reservas de carbón e hidrocarburos, con lo que el futuro energético del mundo se podría garantizar por muchos años.

A lo anterior hay que agregar que actualmente hay en el mundo más de 70 reactores en construcción lo que garantiza que la energía nuclear continuará contribuyendo a la solución de los problemas provocados por el continuo incremento mundial de la demanda de energía eléctrica.

En resumen, la energía nuclear es una fuente primaria de energía con más de 30 años de experiencia que ha logrado capturar un porcentaje considerable del mercado de electricidad y cuya importancia es ya igual a la de la energía hidráulica, a diferencia de esta última, cuya importancia relativa ha ido declinando paulatinamente con el tiempo, la energía nuclear ha seguido un ritmo siempre ascendente, ganando una participación cada vez mayor en el mercado eléctrico mundial, esto pese a que la demanda mundial de energía eléctrica no ha crecido como se esperaba. Conviene aclarar que la energía nuclear y la hidráulica no compiten entre ellas, por el contrario se complementan, la energía nuclear es ideal para carga base, mientras que la hidráulica lo es para satisfacer las demandas de punta.

Cada vez más países fincan su desarrollo eléctrico futuro en la energía nuclear, esto se debe en gran medida a que la nucleoelectricidad ha demostrado ser una forma económica de generación que contamina menos y es más segura que las fuentes convencionales disponibles para generación masiva de electricidad.

Es indudable que la nucleoelectricidad continuará aplicándose en el futuro, lo que no es fácil predecir es a qué ritmo lo hará ni cuál o cuáles serán los tipos de reactores que prevalecerán a un largo plazo, lo anterior obedece a varias causas, empecaremos por ver lo que se refiere al tipo de reactor, en este caso para el futuro hay dos tendencias, una que podemos llamar evolutiva o de diseños avanzados y otra de nuevos diseños.

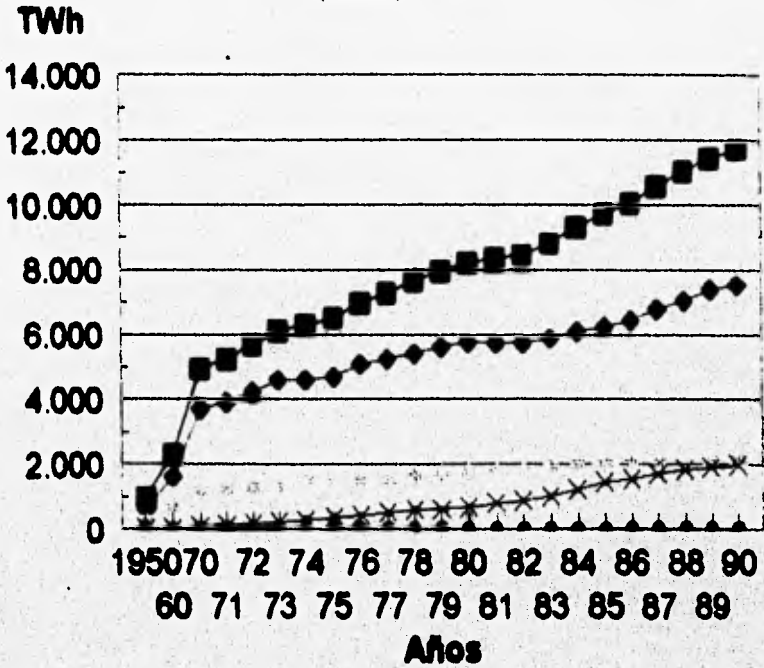
La tendencia evolutiva parte de los diseños actuales y aprovechando la experiencia adquirida, hace pequeñas modificaciones que permiten obtener reactores aún más seguros que los presentes, más sencillos y también más económicos. Los nuevos tipos de reactores, en cambio, parten de un cambio en la filosofía de seguridad se basa en parte en factores pasivos, como son diferentes coeficientes negativos de diversos tipos, que tienden a estabilizar la reacción en los reactores, pero sobre todo se basa en dispositivos activos que deben entrar en operación cuando se presenta algún problema, en los nuevos diseños se pretende que a base de factores pasivos se garantice la seguridad, por ejemplo; que baste el enfriamiento natural del reactor para garantizar la seguridad y no depender de dispositivos activos que podrían fallar en el momento en que se requiera su operación.

TABLA No.2**GENERACIÓN ELÉCTRICA MUNDIAL EN TWh. CLASIFICADA SEGÚN LA FUENTE PRIMARIA DE ENERGÍA**

AÑO	TOTAL	TÉRMICA	HIDRÁULICA	NUCLEAR	GEOTÉRMICA
1950	955.3	613.7	340.3	0	1.3
1960	2299.8	1614.8	679.8	2.7	2.5
1970	4961.9	3713.4	1165.0	78.8	4.7
1971	5273.4	3928.0	1232.4	108.4	4.6
1972	5698.4	4253.5	1291.3	148.1	5.5
1973	6127.4	4611.8	1311.3	198.2	6.1
1974	6312.8	4613.2	1437.2	255.4	7.0
1975	6526.7	4708.1	1458.9	351.7	8.0
1976	6981.2	5100.4	1462.1	410.1	8.6
1977	7297.3	5265.0	1514.5	508.8	9.0
1978	7678.0	5425.7	1648.0	595.7	8.6
1979	7966.3	5632.2	1721.2	602.9	10.0
1980	8228.0	5778.1	1755.3	681.2	13.4
1981	8370.1	5767.2	1786.5	801.0	15.4
1982	8476.2	5765.6	1823.1	870.3	17.2
1983	8826.0	5890.7	1908.6	1006.7	20.0
1984	9326.2	6111.5	1969.0	1221.4	24.3
1985	9738.8	6259.9	2002.1	1448.3	28.5
1986	10055.0	6449.5	2023.1	1550.2	32.2
1987	10586.9	6805.0	2041.4	1704.2	35.6
1988	11059.1	7073.3	2112.1	1837.5	36.2
1989	11449.8	7413.1	2094.7	1902.6	38.8
1990	11733.9	7550.8	2161.5	1981.6 2209.1*	40.0

Generación Eléctrica Mundial en TWh

Clasificada según la fuente primaria de Energía
(GEM) TWh



FUENTES: "Energy Statistical Yearbook", 1979, 1982, 1985, 1986, 1987, 1988, 1990, de la ONU.
 • El dato de 1991 es del OIEA.

Nota: En geotérmica se incluye lo poco que hay de solar y viento.

TABLA No.3
REACTORES NUCLEARES DE POTENCIA EN OPERACIÓN
A FINES DE 1992

PAIS	NÚMERO DE REACTORES	CAPACIDAD INSTALADA MW	GENERACIÓN ANUAL TWh	PORCIENTO DE TOTAL
África del Sur.	2	1842	93	60
Alemania.	21	22559	1500	301
Argentina.	2	935	66	144
Bélgica.	7	5484	409	599
Brasil.	1	626	10	7
Bulgaria.	6	3530	116	325
Canadá.	21	14874	760	152
Corea del Sur.	9	7220	568	432
Checa Rep.	4	1632	123	207
China.	1	200	5	1
Eslovaquia.	4	1632	111	405
Eslovenia.	1	632	30	346
España.	9	7010	534	364
Estados Unidos.	109	98729	6100	223
Finlandia.	4	2310	102	332
Francia.	56	57600	3217	729
Holanda.	2	504	36	69
Hungría.	4	1729	131	464
India.	9	1593	86	33
Japón.	44	34230	2170	277
Kazakstan.	1	135	5	6
Lituania.	2	2760	18.6*	80.0*
México.	1	354	39	32
Pakistan.	1	126	5	12
Reino Unido.	37	12066	691	232
Rusia.	20	10893	1196	118

Suecia.	12	10002	608	432
Suiza.	5	2952	221	396
Taiwan	6	4890	325	354
Ucrania.	15	13020	71.0*	25.0*
Total.	424	330651	20274	17.5*

FUENTE: **NUCLEAR POWER REACTORS IN THE WORLD,**
EDICION DE 1993
 * Valores estimados.

Entre las dos tendencias hay diferencias en tiempo y en la garantía de éxito; los reactores de tipo evolutivo ya están disponibles, hay diseños avanzados tanto de PWR como de BWR y de hecho en Japón ya se están construyendo dos reactores avanzados del tipo BWR, que deberán estar en servicio antes de fin de siglo, además, no hay en este caso, incertidumbre acerca de tiempos de construcción y costos.

En cambio, los reactores de nuevo tipo no están aún disponibles, ya que en general requieren de la construcción de prototipos que permitan experimentar y garantizar que van a trabajar como se espera, esto significa que pasará algún tiempo antes de que estén disponibles comercialmente y que en la actualidad exista incertidumbre acerca de cuando estarán disponibles y cuál va a ser su costo.

Por lo tanto, a corto plazo dominarán los reactores de tipo evolutivo, pero si los reactores de nuevo tipo responden a las esperanzas que se han depositado en ellos, es muy probable que a largo plazo desplacen a los primeros. Sin embargo, si los reactores de nuevo tipo no resultan satisfactorios, especialmente en el aspecto económico, el campo será de los de tipo evolutivo. La incertidumbre sobre el ritmo en que se desarrollará la energía nuclear nace de la actitud de diversos países ante la misma, hay algunos con programas activos y muy ambiciosos, hay otros, en cambio, en que existe moratoria nuclear; veremos algunos ejemplos; empezaremos por casos de moratoria:

AUSTRIA.

Este país tenía un reactor terminado y listo para entrar en operación, sin embargo, se hizo un plebiscito y por una pequeña mayoría se decidió no ponerlo en operación y eliminar a la energía nuclear como opción en ese país.

ITALIA.

Este país tenía tres reactores en operación y había iniciado la construcción de nuevas unidades, también por plebiscito, se decidió suspender el programa nuclear y retirar de servicio a los reactores en operación, en este caso la moratoria es de carácter temporal y podrá ser revisado posteriormente.

SUIZA.

La dependencia de este país de la energía nuclear es considerable ya que en 1992 el 39.64 de su electricidad provino de estas fuentes. En 1990 mediante un plebiscito, los votantes rechazaron el cierre de las actuales centrales nucleares en operación, pero aceptaron imponer una moratoria de 10 años a la construcción de nuevas unidades.

Estos tres casos muestran algunos de los efectos logrados por los movimientos en contra de los usos pacíficos de la energía nuclear.

Es interesante observar que estos tres países, Austria, Italia y Suiza, han hecho frente al incremento de la demanda de energía eléctrica, no mediante la construcción de centrales de otro tipo, como sería lo más lógico, sino importando electricidad de sus vecinos, en particular de Francia, cuya electricidad es fundamentalmente de origen nuclear.

Un caso en que el futuro no está definido es el de los Estados Unidos. Aún cuando no existe una moratoria oficial, puede decirse que hay una moratoria de hecho, por las incertidumbres que enfrentan las compañías, que en este caso son casi todas privadas.

ESTADOS UNIDOS.

Fue en 1942 en los Estados Unidos en donde un grupo de personas dirigidas por Enrico Fermi, logró la primera reacción nuclear en cadena controlada, que con el tiempo daría lugar a todo el desarrollo nucleoelectrónico mundial.

Actualmente dicho país es el que cuenta con mayor número de reactores en operación y es también el que mayor número de KWh genera por este medio. Con 112 reactores de potencia en operación, la cuarta parte de todos los reactores que hay en el mundo, la energía nuclear es la segunda fuente en importancia en la generación de electricidad en el país contribuyendo con el 21.8% de toda la electricidad producida, superando por más del doble a la energía hidráulica (9.9%) y el gas (9.3%) y más de cinco veces al petróleo (3.8%) siendo sólo superada por el carbón (54.8%), mientras que otras fuentes como la geotermia, quema de desperdicios, viento y solar casi no cuentan, pues únicamente proporcionan el 0.4%.

A pesar de lo anterior, el desarrollo de la energía nuclear se ha visto frenada por diversas circunstancias siendo las principales: el que la demanda de energía eléctrica desde hace muchos años haya crecido mucho menos de lo programado, debido a temores o que no se conocen en su totalidad por la mayoría de la gente y que significó la cancelación de muchos proyectos tanto nucleares como de carbón; dificultades para recuperar las fuertes inversiones por problemas de estructura de tarifas; alargamiento de los tiempos de construcción por problemas frecuentes, en el pasado ocasionados por modificaciones reglamentarias; falta de estandarización de sus diseños; oposición de grupos antinucleares que han afectado a parte de la opinión pública, pero que, sobre todo mediante argucias legales, han obstaculizado la entrada en servicio de las unidades y si bien a la larga las unidades han entrado en servicio, el tiempo en que por estos motivos han estado ociosas ha aumentado los costos por intereses en forma muy considerable.

Al respecto de esto último y pese a lo que podría pensarse si se atiende a lo que dicen los grupos antinucleares, encuestas de hace un año (feb. 1992) muestran que el 66% del público está a favor de las centrales nucleares y (Wild Life, Green Peace, etc.) que 73% cree que la energía nuclear desempeñará un papel importante en la satisfacción de las necesidades futuras de energía eléctrica.

Todo lo anterior ha dado como resultado que desde hace varios años no se ordene ningún nuevo reactor en ese país, aún cuando se ha continuado la construcción y puesta en servicio de los que ya se encontraban en construcción, con lo que hasta la fecha se ha hecho frente al crecimiento de la demanda de electricidad que como hemos dicho ha sido relativamente pequeño.

Las compañías eléctricas que en Estados Unidos son casi todas privadas, piensan en general que en el futuro será preciso ordenar nuevas unidades nucleares, pero han decidido por el momento no considerar unidades nucleares en sus programas de expansión y supeditar sus decisiones futuras a que se resuelvan los problemas existentes, en particular requieren de un sistema de licencias que reduzca al mínimo los cambios de diseño por modificaciones en la reglamentación una vez concedida la licencia y que bloquee las interferencias por argucias legales que en pasado han retrasado considerablemente la puesta en operación de los reactores.

Requieren también que se modifique el criterio de tarifas para que puedan recuperar sus inversiones en forma satisfactoria.

Por su parte los fabricantes de reactores están desarrollando diseños estandarizados con precalificación de licenciamiento, que permitan que la licencia se trámite fácilmente, incorporando para su otorgamiento sólo pequeñas consideraciones que dependan del lugar en que se instale el reactor, estas consideraciones se aplican tanto a los diseños de tipo avanzado como a los de nuevo diseño, estimamos, sin embargo, que cuando los problemas mencionados se resuelvan, la balanza en Estados Unidos se inclinará por los reactores de nuevo diseño con dispositivos pasivos de seguridad.

RUSIA Y PAÍSES DE LA ÓRBITA COMUNISTA.

El conocimiento técnico de los reactores rusos, antes de Chernobil, que estaban distribuidos en la URSS y en los países de la órbita comunista, era muy escaso, no conociéndose a fondo ni sus parámetros de diseño, ni sus sistemas de seguridad.

Se sabía, sin embargo, que tenían dos diseños en producción comercial de electricidad; el RBMK moderado por grafito y enfriado por agua en ebullición y el VVER, moderado y enfriado por agua a presión, los del primer tipo eran de uso múltiple pues su operación podría optimizarse para producir electricidad o para producir plutonio para uso bélico, por esta razón dichos reactores sólo habían sido instalados en tres de las repúblicas soviéticas: Rusia, Lituania y Ucrania y no habían sido ni instalados ni vendidos a los demás países comunistas; en cambio, los del tipo VVER sí habían sido instalados en otras repúblicas de la URSS y vendidos a los países de la órbita comunista, incluso dos reactores de este tipo habían sido vendidos a Finlandia, pero en los aspectos de seguridad estos dos reactores eran bastante diferentes a los estándares de la URSS, pues Finlandia exigió para su adquisición que en el aspecto de seguridad cumplieran con requisitos semejantes a los usados en occidente, en particular que contarán con edificio de contención.

El accidente de Chernobil puso en evidencia en forma dramática los defectos de los reactores RBMK y sus diferencias técnicas con los reactores de occidente.

Después del accidente, Rusia, reconociendo implícitamente las deficiencias de su diseño, decidió no construir más reactores de este tipo, suspendiendo además, la construcción de aquellos en que ésta se había iniciado, por otra parte ha hecho modificaciones substanciales en los que se encuentran en operación.

Con lo cual ha aumentado su nivel de seguridad, pero sin llegar a los niveles que se exigen en occidente, por lo que los reactores del tipo RBMK, aún modificados, no obtendrían en ningún caso el permiso para operar en occidente.

Es muy probable que en el futuro los reactores del tipo RBMK sean poco a poco retirados de servicio a medida que las condiciones de demanda eléctrica lo vayan permitiendo.

Por lo que hace a los reactores del tipo VVER, la apertura de los países comunistas ha permitido tener una idea más completa de sus diseños, de hecho se distinguen dos modelos: el VVER 230 que es el más antiguo y que no tiene edificio de contención y el VVER 213 que incorpora algunas de las medidas de seguridad que fueron exigidas por Finlandia.

Por lo que se refiere a los del primer modelo se ha llegado a la conclusión de que si bien es posible incorporar en ellos algunas modificaciones que mejoren su nivel de seguridad, no es posible llegar a niveles adecuados, por lo que si las condiciones lo permiten, lo mejor es retirarlos de servicio, como de hecho se hizo con los que había en la antigua República Democrática Alemana. De no poderse retirar de servicio, por las condiciones particulares de demanda de energía eléctrica, se procederá a efectuar las modificaciones pertinentes, pero con la idea de suspender su operación apenas las condiciones lo permitan.

En el caso de los reactores VVER 213, que en muchos aspectos son similares a los vendidos en Finlandia, los estudios indican que es posible incorporar en ellos modificaciones que aumenten su seguridad y que lleven a niveles, si no iguales, por lo menos comparables a los de occidente, por lo que procede llevar a cabo las modificaciones pertinentes, con lo que estos reactores probablemente podrían seguir funcionando hasta la terminación de su vida útil.

Actualmente existen varios acuerdos entre países de occidente y países poseedores de reactores rusos, que tienen por objeto analizar y sugerir las medidas necesarias para mejorar los niveles de seguridad de dichos reactores.

A fines de 1992 existían en la ex-URSS 47 reactores en operación y 35 en construcción. Además, en los países de la órbita comunista la situación era la siguiente: en Bulgaria 6 en operación, en Eslovaquia 4 en operación y 4 en construcción, en Eslovenia 1 en operación, en Hungría 4 en operación, y en Rumania 5 en construcción, a lo anterior podemos agregar dos en construcción en Cuba, pero cuyo destino es incierto, dado el grave problema económico que actualmente encara este país.

Si bien del listado anterior se desprende que hay aún bastantes reactores rusos en construcción, no hay duda que en el futuro ya no se construirán reactores del tipo RBMK y que los reactores de tipo VVER que se ordenen en el futuro serán substancialmente diferentes a los actuales, por otra parte, la apertura que han tenido a últimas fechas los países de la órbita comunista abre la oportunidad a que puedan tener acceso no sólo a los reactores rusos sino también a los producidos en occidente.

FRANCIA.

Francia estableció desde hace tiempo y lo ha llevado a cabo un programa nuclear muy ambicioso que le ha permitido reducir notablemente la participación de los combustibles fósiles en la generación de electricidad, hecho que ha redundado favorablemente en el ambiente al reducir notablemente las emisiones de gases de invernadero y lluvia ácida.

En 1990 la energía nuclear se usó para producir el 74.8% de la energía eléctrica consumida en ese país, dejando 13.7% a la energía hidráulica y sólo 11.5% a los combustibles fósiles. En 1991 la empresa nacional francesa EDF exportó 53 000 millones de kWh, con destino principalmente al reino Unido (16 000 millones de kWh), Suiza (14 000 millones de kWh), Italia (13 100 millones de kWh) y Alemania (5 500 millones de kWh).

En 1991 Francia tenía en operación 56 reactores, cinco en construcción y otros tantos en proyecto, el éxito de Francia se ha debido en gran parte a la estandarización de sus diseños PWR, los cuales se iniciaron con reactores M4 de 1450 MWe.

El programa futuro de reactores se basa fundamentalmente en la adición progresiva de reactores M4, pero, además, la Cía. Framatome estudia en colaboración con la Siemens de Alemania el reactor llamado EPR (reactor europeo de agua a presión) que combina las características de la serie M4 con los Convoy de Alemania. Para un futuro a mayor plazo Francia estudia con compañías alemanas e inglesas el llamado EPR (reactor europeo de neutrones rápidos).

JAPÓN.

Así como hay países en donde exista una moratoria, hay también algunos que tienen programas nucleares amplios, entre estos destaca Japón, cuyo interés por la energía nuclear data de hace muchos años, ya que su primera central entró en operación en 1966. Actualmente tiene en servicio 44 reactores con los que cubre el 27.7% de sus necesidades de electricidad.

Japón tiene un amplio programa nuclear en funciones y espera llegar al año 2000 con más de 50 reactores con los que cubrirá el 40% de sus necesidades y antes del 2010 tiene planeado cubrir con energía nuclear el 50% de sus necesidades de electricidad. Actualmente tiene 9 reactores en diferentes etapas de construcción y varios en programa, de los que están en construcción dos son del tipo BWR avanzado, los primeros de este tipo que se construyen en el mundo, su programa de construcción a corto plazo contempla la instalación de nuevos reactores de tipo avanzado, tanto BWR como PWR.

COREA.

Desde hace muchos años la demanda de energía eléctrica en Corea ha crecido con un ritmo muy considerable, que en los últimos tres años ha sido de alrededor de 14%, esto ha motivado a que este país se haya comprometido a un programa nuclear muy ambicioso. Actualmente cuenta con 9 reactores en operación con los que satisface el 43.2% de sus necesidades de electricidad, pero, además, tiene un amplio programa para el futuro ya que tiene cinco reactores en construcción, dos de los cuales fueron ordenados en la segunda mitad de 1991. Para el año de 2000 espera contar con 16 reactores en operación y tener 11 más en construcción.

A medida que el tiempo pasa la contribución coreana en la construcción de las centrales ha ido aumentando y actualmente sobrepasa el 50% ya que para Corea ha sido fundamental en sus contratos el concepto de transferencia de tecnología, para ese objeto ha creado varias compañías coreanas que poco a poco van teniendo más participación en los proyectos. En particular desde 1987 produce el combustible de uranio natural para sus reactores del tipo CANDU y desde 1989 inició también la producción de combustible para sus reactores PWR, sin incluir, en este caso, la fase del enriquecimiento del uranio.

TAIWAN.

En 1991 la generación de Taiwan fue 37.8% de origen nuclear, 28.2% de carbón, 24.0% de combustóleo y 3.3% de otras fuentes.

Taiwan inició su programa nuclear con paso firme, sin embargo, en 1985 decidió dar un compás de espera, para observar como evolucionaba su demanda de energía eléctrica y la oposición incipiente a la energía nuclear, basada principalmente en el supuesto problema del almacenamiento de los residuos radiactivos. Recientemente ha cambiado su posición y ha dado a conocer su decisión de reanudar su programa con la instalación de una nueva central con dos reactores en el norte de la isla.

Actualmente Taiwan tiene seis reactores en operación, cuatro del tipo BWR dos del tipo PWR. Para los dos nuevos reactores aun no se ha decidido de que tipo serán ni quienes serán los proveedores, pero se ha dejado establecido que la selección se hará entre los llamados avanzados.

Para finalizar veremos el caso de Suecia por ser sumamente interesante y su desarrollo reciente muy ilustrativo.

SUECIA.

En 1980, cuando Suecia tenía seis reactores en servicio y seis en construcción, se decidió hacer un plebiscito para determinar el futuro de esta fuente de energía, el resultado del mismo tuvo aspectos contradictorios, ya que en primer lugar se decidió continuar operando los reactores que estaban en servicio y no sólo eso, continuar con la construcción de los seis restantes; esto indudablemente era un voto de confianza a la energía nuclear, pero además, se decidió que posteriormente estos reactores se retirarían de servicio y se substituirían por otras fuentes de energía eléctrica; esta segunda parte era en sí un voto de desconfianza a la energía nuclear.

Inicialmente se fijó la fecha de 2010 para el retiro total de los reactores en servicio, más adelante, en 1986 se decidió adelantar el retiro de los reactores fijándose como fecha de inicio del retiro 1993, a medida que la fecha se fue acercando el retiro del primer reactor se fue posponiendo, primero a 94 y después a 95-96 y finalmente en 1991 se decidió posponer el retiro indefinidamente, la razón en pocas palabras, es que no encontraron ninguna solución mejor que la energía nuclear.

La energía hidráulica, que podría haber substituido a parte de los reactores, se descartó por sus efectos ecológicos indeseables y de hecho se decidió no construir más hidráulicas en el futuro. El petróleo y el carbón, también se descartaron por sus emisiones contaminantes, que Suecia se ha comprometido a reducir y finalmente no puedan recurrir, como Italia y Suiza, a la importación de electricidad ya que sus vecinos no disponen de excedentes exportables.

Suecia, que en algún momento fue tomada como ejemplo por quienes se oponen a los usos pacíficos de la energía nuclear, está resultando el mejor ejemplo de las bondades de la energía nuclear, Suecia, por más que ha buscado no ha encontrado, entre las fuentes disponibles para producir electricidad, ninguna mejor y las encuestas de opinión efectuadas a última fecha indican que el público sueco, que poco a poco se ha convencido de las bondades de la energía nuclear.

Cada vez en mayor número favorece a la energía nuclear y no cree que los reactores, que actualmente le proporcionan del orden de 45% de sus necesidades de electricidad, vayan a ser retirados de servicio.

Estos pocos ejemplos permiten ver que es difícil predecir el ritmo de crecimiento futuro de la energía nuclear, sin embargo, no hay duda de que esta fuente continuará desarrollándose en los años venideros, existe además, una circunstancia favorable a la ampliación del empleo de la nucleoelectricidad y es el hecho de que de las fuentes comercialmente disponibles para producir electricidad, la nuclear es la que menos impacto ecológico tiene ya que prácticamente no se emite ningún contaminante, a diferencia de los combustibles fósiles que son responsables de la lluvia ácida y que además presentan un impacto inevitable por la emisión de dióxido de carbono, el principal responsable del efecto invernadero. Este hecho está siendo reconocido cada vez por más ambientalistas y ecologistas que poco a poco se han ido convenciendo de que mucho se puede lograr mediante un uso más amplio de la electricidad y su generación mediante centrales nucleares.

Pensando en el futuro, podemos decir que los países cuya demanda de energía eléctrica no crece muy rápidamente y que además, pueden satisfacer su incremento mediante importaciones, han decidido por el momento poner sus esperanzas en el desarrollo de nuevos tipos de reactores. En cambio, los países en donde la demanda crece rápidamente y que por su situación no pueden importar energía eléctrica, están resolviendo su problema de demanda en base a los reactores convencionales de tipo avanzado.

Todo lo anterior nos da un panorama global de la situación actual de la energía nuclear, pero por considerarlo de interés voy a tratar brevemente dos temas adicionales: el concepto de "Defensa en profundidad" del cual se deriva la seguridad de las centrales nucleares y el almacenamiento de los desechos radiactivos de alto nivel.

SEGURIDAD DE REACTORES NUCLEARES.

El público en general tiene una idea exagerada de los riesgos de la energía nuclear, esto se debe a varias causas entre las que podemos destacar dos; en primer lugar toda nueva tecnología es aceptada por el público con temores y es causa de múltiples aprensiones. Esta situación se ha dado en muchos casos en el pasado y si esas aprensiones y temores no hubieran sido vencidos, actualmente no contaríamos con adelantos que hoy son imprescindibles, tales como: la anestesia, la aviación, los ferrocarriles, la electricidad, el automóvil, etc., y que han y siguen proporcionando grandes beneficios a la humanidad.

En segundo lugar y no menos importante, es la influencia de los medios de difusión, que actualmente alcanzan a la mayoría de la población y que tienen tendencia a destacar los aspectos amarillistas de toda noticia, relegando a segundo lugar los aspectos positivos de cualquier actividad humana, no es exagerado decir que más del 90% de las noticias que escuchamos todos los días son de carácter negativo.

Al hablar de la seguridad de las centrales nucleares, el público siente gran aprensión y piensa consciente o inconscientemente en las bombas atómicas y sus efectos, esta asociación es totalmente errónea, pues aún cuando tanto las bombas atómicas como las centrales nucleares obtienen su energía de la fisión, ya sea de uranio o de plutonio, su diseño es totalmente diferente, requiriéndose condiciones muy especiales para lograr una explosión atómica que no se dan, ni pueden darse, en los reactores comerciales. Del diseño de los reactores de occidente podemos llegar a la conclusión que bajo condiciones muy poco probables, un reactor podría sufrir una explosión comparable únicamente a las que de vez en cuando sufren instalaciones industriales comunes, tales como muchas fábricas de productos químicos.

Los riesgos potenciales de los reactores tienen otro origen, se deben fundamentalmente a la presencia de productos de fisión, que son radiactivos y que deben mantenerse siempre confinados y de la necesidad de contar con enfriamiento del núcleo del reactor bajo cualquier circunstancia, pues de no hacerlo así, se corre el riesgo de que el núcleo se sobrecaliente y se funda, abriendo la posibilidad de que material radiactivo pueda ser liberado al ambiente.

Se decidió de partida estudiar y prever la forma de evitar al máximo los accidentes, tomando todas las medidas pertinentes para evitarlos y no esperar a que se presentaran los accidentes y de allí derivar las medidas, como ha pasado en general en el desarrollo de otras muchas tecnologías.

Muchos de los procedimientos empleados para enfrentar los aspectos de seguridad en el campo de la energía nuclear han tenido resultados tan satisfactorios que están siendo actualmente utilizados en otras muchas industrias, en las que, si no se atiende adecuadamente a sus problemas, pueden presentar riesgos elevados.

El enfoque seguido en las plantas nucleares recibe el nombre de "defensa en profundidad" y comprende tres niveles de seguridad como se muestra en el esquema. A continuación daremos una muy breve descripción de cada uno:

DEFENSA EN PROFUNDIDAD

Primer Nivel

- Medidas para evitar la ocurrencia de situaciones anormales
- Diseñar con amplios márgenes de seguridad. Diseño que impida la operación incorrecta.

Segundo Nivel

- Medidas para evitar que una situación anormal se convierta en accidente.
- Incorporación de medidas que permitan bajo cualquier circunstancia el para del reactor.

Tercer Nivel

- Medidas para prevenir y reducir las consecuencias de un accidente.
- Barreras de contención para el material radiactivo. Elaboración y prueba de planes de emergencia.

La filosofía del primer nivel de seguridad es proyectar y construir la central de forma que funcione con un alto grado de confiabilidad, previniendo la ocurrencia de situaciones anormales a través de las características intrínsecas del proyecto de la central, esto implica el utilizar las técnicas más avanzadas de ingeniería, los códigos y reglamentos más modernos y más severos, lo anterior se refiere a todas las ramas de la ingeniería, pues muchas de ellas intervienen en el diseño de una central nuclear, hay, por supuesto, requisitos derivados directamente de la reglamentación nuclear, pero estos se traducen en imponer condiciones muy rigurosas a otras ramas de ingeniería como la civil, la eléctrica, la mecánica, la química, etc., la calidad se exige en todos los materiales y equipos que intervienen en el diseño, la calidad se vigila no sólo cuando los materiales y equipo se reciben en el sitio, sino antes, durante su proceso de elaboración.

La selección del sitio para la central debe de hacerse con mucho cuidado y debe cumplir con una serie de requisitos muy rigurosos, pero, además, en el diseño de la central deben de tomarse en cuenta todos los fenómenos naturales que puedan afectar el sitio, como pueden ser inundaciones, huracanes, tsunamis, sismos, etc. por ejemplo, los reactores instalados en Japón, zona de alta sismicidad, son mucho más robustos que los construidos en Inglaterra, en donde los sismos son mucho menos intensos.

Los componentes que son vitales para el control del reactor y de la central, se proyectan de forma tal que adopten una posición segura en el caso de producirse una pérdida del suministro de energía o cualquier otra falla. Por ejemplo, si una válvula pierde su señal de control se abrirá o se cerrará de acuerdo a cual de las dos posiciones sea la que represente su posición segura.

El primer nivel de seguridad garantiza que la central se diseñará, construirá, operará y mantendrá de acuerdo con los más altos patrones de calidad de ingeniería y con suficiente holgura para las posibles fallas de equipo y/o errores de operación. En el segundo nivel de seguridad se postula que, a pesar del cuidado adoptado en el primer nivel, ocasionalmente se presentarán situaciones anormales, debiéndose incorporar en el diseño todos los dispositivos necesarios para evitar que estas situaciones se traduzcan en un accidente.

Con este objeto se incorporarán al diseño sistemas de parada rápida, accionados por canales de instrumentación que vigilen los parámetros de la central y que a través de canales lógicos interrumpen el proceso de fisión cuando sea necesario.

Deberá contarse, además, con sistemas de enfriamiento de emergencia del núcleo, proyectados para suministrar una adecuada refrigeración del núcleo bajo cualquier circunstancia, incluyendo el hipotético accidente de pérdida de refrigerante normal del núcleo.

El segundo nivel de seguridad implica que tanto los sistemas de parada como de enfriamiento, cumplan su cometido en las condiciones más diversas, de allí que se incluyan, en cada caso, sistemas redundantes e independientes y que se garantice el suministro de energía eléctrica a los diversos sistemas por medio de alimentaciones externas independientes, complementadas con un sistema de suministro interno de energía eléctrica, formado por dos o más fuentes independientes entre sí, que a su vez no dependen de fuentes externas.

La aplicación del primer y segundo niveles de seguridad reducen la probabilidad de que se presente un accidente a valores muy pequeños. Como resultado, la industria nuclear presenta un riesgo menor del que tienen normalmente otras formas de energía o muchas industrias potencialmente peligrosas, sin embargo, en la industria nuclear se incluye un nivel de seguridad adicional.

El tercer nivel parte de suponer una falla hipotética y postula que los sistemas incluidos en el segundo nivel no funcionan en el momento de ser requeridos, convirtiéndose la falla en un accidente grave que puede llevar a la destrucción de núcleo del reactor.

El tercer nivel de seguridad está dirigido directamente a la protección de la población y su objetivo es reducir al mínimo los efectos de un posible accidente, cuya probabilidad de ocurrencia es sumamente remoto.

Fundamentales para el logro de los fines del tercer nivel de seguridad son las diversas barreras de contención, el establecimiento de una área de exclusión y el desarrollo e implantación de los planes de emergencia.

La primera barrera de contención está constituida por las propias pastillas de combustible en las cuales quedan aprisionadas gran parte de los productos de fisión.

La segunda la constituyen las vainas metálicas en donde se encuentran las pastillas de combustible.

La tercera barrera está constituida por la vasija de presión y el circuito de alta presión.

De fallar las barreras anteriores el edificio de contención primario representaría una cuarta barrera. A esta seguiría el edificio de contención secundario.

Aún cuando no es propiamente una barrera, el área de exclusión que rodea a la planta y que está bajo la jurisdicción directa del propietario de la central es otra línea de defensa.

Y si finalmente nada diera resultado se tendría que llevar a cabo los planes de emergencia, en particular el Plan de Emergencia Radiológico Externo (PERE). Este plan forma parte del tercer nivel de la filosofía de defensa a profundidad y tiene por objeto contrarrestar los efectos de emisiones accidentales de sustancias radiactivas fuera de las fronteras de la central.

Existe la circunstancia de que los accidentes en las plantas nucleares no se presentan en forma intempestiva sino que en general hay síntomas que permiten anticiparse por varias horas a los eventos, es aquí donde adquiere importancia el contar con planes de emergencia, tanto internos como externos, estos planes se activan cuando se presentan los primeros síntomas y se pondrían en acción si los síntomas no pueden controlarse o si se estima que no podrían ser controlados.

Gracias a estas precauciones la única afectación probable para los habitantes de las cercanías de la planta, será el de ser desalojados temporalmente y reubicados en alguna otra localidad o en caso extremo reubicados definitivamente.

La eficiencia de las barreras de contención quedó demostrada en el accidente de la unidad No. 2 de la central de Three Mile Island, en donde gracias a ellas y pese al daño considerable que sufrió el reactor, la emisión de material radiactivo a la atmósfera fue muy pequeña y la afectación al público y a los trabajadores de la planta fue insignificante.

El aspecto humano ha sido tomado muy en cuenta, los operadores de las centrales reciben, antes de que estas entren en servicio, un entrenamiento muy cuidadoso en centrales y en simuladores similares a las mismas y más adelante, cuando la central entre en operación, continuarán recibiendo entrenamiento, la importancia de los simuladores es muy grande pues en ellos los operadores aprenden a hacer frente a situaciones anormales.

Un aspecto sumamente importante en cuanto a la verificación de la seguridad en las centrales nucleoelectricas, es el sistema de control global de calidad, que recibe el nombre de "garantía de calidad".

La garantía de calidad implica que todos los aspectos de un proyecto sean analizados, verificados y documentados, de manera que no se tengan defectos de diseño, fabricación, construcción, operación, ni mantenimiento en la central nuclear.

Nótese que la garantía de calidad no sólo se aplica a la construcción de la central, sino que parte desde la fabricación de todo el equipo y materiales empleados y continúa, en forma permanente, durante la operación y mantenimiento de la central y eventualmente hasta en su desmantelamiento.

Como complemento del principio de defensa a profundidad, se han creado organismos reguladores independientes cuya misión es vigilar que el diseño, construcción, operación y mantenimiento de las centrales nucleares se realice de manera de tener siempre las máximas garantías de seguridad. En el caso de México este organismo es la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, que depende directamente de la Secretaría de Energía, Minas e Industria Paraestatal.

Por otra parte, en la industria nuclear todos los eventos anormales, pequeños incidentes y en su caso accidentes se reportan y analizan exhaustivamente, aprovechando las enseñanzas que se obtienen, para mejorar la seguridad tanto de las plantas existentes, como de las que están en fase de construcción o de diseño, en esta forma la seguridad se convierte en un concepto dinámico capaz de ser mejorado con el tiempo.

Hay que hacer notar que, por desgracia, la defensa en profundidad no se aplicó en la construcción de los reactores en la URSS, con el lamentable resultado del accidente de la central de Chernobil.

En resumen, la seguridad en la industria nuclear no es fruto de la casualidad, sino el resultado de un esfuerzo consciente basado en la filosofía de defensa a profundidad, de allí que las centrales nucleoelectricas ofrezcan una seguridad muy superior a muchas de las industrias comunes y que las técnicas empleadas en la industria nuclear cada vez sean más utilizadas por otras industrias potencialmente peligrosas, como lo son muchas de las que elaboran productos químicos.

ALMACENAMIENTO DE RESIDUOS RADIATIVOS DE ALTO NIVEL.

Muchos de los mitos que en contra de la energía nuclear se han levantado en el pasado, han ido cayendo poco a poco a medida que los años de experiencia han demostrado que no son válidos. Uno de los que a últimas fechas ha cobrado impulso es el consistente en decir que no se conoce manera de almacenar los residuos radiactivos de alto nivel en forma segura, cosa que técnicamente es totalmente falsa, pues desde hace años estos residuos se están almacenando en forma segura y se conoce a ciencia cierta cual será la solución adecuada para su almacenamiento definitivo.

Explicaremos en palabras sencillas cual es el origen de los residuos radiactivos de alto nivel, como se almacenan temporalmente y cual será la solución del almacenamiento a largo plazo, dejando a un lado el hablar de los residuos de bajo y medio nivel, cuyo almacenamiento es mucho más simple.

Los residuos radiactivos de alto nivel se producen en las centrales nucleoelectricas como resultado de la fisión del uranio, este último material se encuentra confinado en los llamados elementos combustibles y se encuentra en la forma de pastillas de óxido de uranio colocadas en tubos de material adecuado, como por Ej. Zircaloy.

Al producirse la fisión del uranio los materiales radiactivos que se forman quedan confinados en la propia matriz de las pastillas de óxido de uranio y dentro de los tubos en donde están dichas pastillas.

Al terminar la vida útil de los elementos combustibles, es decir, cuando se ha extraído toda la energía que técnica y económicamente es posible obtener de dichos elementos, estos son retirados del reactor y almacenados en el propio edificio del reactor en lo que se conoce como alberca de combustible gastado. Estos combustibles gastados al mismo tiempo que contienen los productos de fisión contienen aún uranio y además cierta cantidad de plutonio que se forma durante la operación del reactor. Tanto el uranio como el plutonio tienen cierto valor, por lo que en principio no constituyen un desperdicio, sin embargo, el precio actual del uranio, hace en general que no sea económicamente justificado recuperarlos, esto nos lleva a dos posibilidades, considerar a los elementos combustibles gastados como un residuo radiactivo sin valor, o almacenarlos temporalmente hasta que económicamente se justifique su reprocesamiento, con lo cual después del mismo, se habrían recuperado el uranio y el plutonio y el resto constituiría un residuo radiactivo de alto nivel que requeriría de almacenamiento.

Antes de hablar del almacenamiento final conviene hacer algunas consideraciones que nos dan más luz sobre el problema.

Al salir los elementos combustibles del reactor contienen una gran variedad de sustancias radiactivas, por lo que potencialmente son muy peligrosas, pero no hay que confundir el peligro potencial con el riesgo ya que este último es relativamente pequeño, pues la radiactividad está confinada y los elementos combustibles y estos están siempre controlados y vigilados, lo anterior es tan cierto, que en más de 30 años, en que la práctica de almacenar elementos combustibles gastados en las albercas de los reactores ha sido la norma, no se ha dado ningún accidente serio por esta causa.

Conviene hacer notar que cuando los elementos combustibles salen del reactor es cuando potencialmente son más peligrosos pues es cuando su actividad es mayor, a medida que pasa el tiempo y justamente por ser radiactivos, su actividad va decreciendo, primero rápidamente, pues decaen en esa forma los elementos de vida media corta y más adelante lentamente por la influencia de los elementos radiactivos de vida media larga.

De la experiencia de más de 30 años de operación se puede llegar a la conclusión de que si es técnicamente posible almacenar los residuos radiactivos de alto nivel en forma vigilada y que de no haber una solución mejor esta podría ser la forma de almacenar dichos residuos en forma indefinida.

Es interesante el hecho de que al ir decayendo los residuos poco a poco, se llega a un momento en que la actividad residual es comparable a la de los depósitos naturales de minerales de uranio.

Ya que este es un material radiactivo de vida media larga y que los depósitos muchas veces están distribuidos superficialmente o a muy poca profundidad y por supuesto no en formaciones geológicas estables. El tiempo en que los residuos alcanzan un nivel igual al de los depósitos de uranio es de alrededor de mil años.

Esto permite ver que se exagera cuando se dice que, debido a los materiales radiactivos de vida media larga, los residuos de alto nivel requieren de ser almacenados por millones y millones de años. En este aspecto los residuos radiactivos tienen ventaja sobre otros materiales tóxicos estables, como el plomo, cadmio, mercurio, etc., cuya toxicidad no desaparecerá con el tiempo.

Ahora bien, el inconveniente de almacenar los residuos radiactivos de alto nivel en la forma en que se ha hecho hasta la fecha es que se necesita vigilancia, es por eso que los técnicos han pensado en una solución a largo plazo que no la requiera, esta solución consiste en confinar los residuos radiactivos de alto nivel en cavernas construidas artificialmente en formaciones geológicas estables a bastante profundidad, colocándolos en recipientes adecuados, con lo que se puede estar seguro de que no presentarán riesgos para las generaciones futuras. Esta solución es factible y técnicamente no presenta ninguna dificultad que no pueda ser superada. Cabe preguntarse ¿porqué esta solución no ha sido llevada a cabo? y la respuesta es bastante simple.

Como habíamos indicado anteriormente cuando los elementos combustibles gastados salen del reactor son altamente radiactivos, esto significa no sólo que emiten mucha radiación, sino que esta venga además acompañada de emisión de calor, lo que hace que se requiera de un medio de enfriamiento, esto se logra fácilmente con el agua existente en la alberca de combustible gastado. Si, en cambio, se propusiera desde el inicio almacenar los combustibles gastados en lo que es la solución a largo plazo, se tendría el inconveniente de tener que enfriar algo que estaría colocado a 500 o más metros abajo del nivel del suelo, aún cuando técnicamente esto se puede lograr, económicamente no tiene ningún sentido.

Es por lo anterior que todos los países que tiene reactores en operación, han optado por almacenar sus combustibles gastados en las albercas correspondientes o en almacenes temporales, dejando para el siglo venidero el almacenamiento final a largo plazo, hasta que ya no sea necesario que el depósito sea enfriado. Esto tiene la ventaja adicional de que el combustible está disponible y accesible si se decide proceder a su reprocesamiento para recuperar el uranio y el plutonio contenido.

Actualmente se han acondicionado casi todas las albercas de combustible para que puedan almacenar el combustible gastado producido durante la vida del reactor (cosa que ya se llevó a cabo en Laguna Verde).

Sin embargo hay algunos casos en que esto no es posible razón por la cual en algunos países se ha procedido a establecer almacenes temporales lejos de los reactores, pero centralizados para poder recibir residuos de varias plantas Nucleoeléctricas. Como estos almacenes reciben combustible que ya tiene algunos años de enfriamiento en la alberca del reactor sus requerimientos en este sentido son menores por lo que hay diseños en los que el enfriamiento se hace utilizando aire y circulación natural de la misma y que, por esta razón, reciben el nombre de almacenamientos secos.

Por lo antes expuesto se ve claramente que es lógico que únicamente los países que tienen reactores desde hace muchos tiempos en servicio sean los que se estén preocupando por el almacenamiento final de los residuos radiactivos de alta actividad y ya hayan iniciado los pasos para determinar los sitios en que se instalarán dichos almacenes.

Si bien técnicamente se sabe que la solución existe y que los sitios adecuados también existen, su selección no es al capricho y antes de determinar el sitio definitivo, este debe estudiarse a fondo para ver que cumpla con todos los requisitos que el caso amerita.

Actualmente los países que más avanzado están en este respecto son Alemania, Francia, Estados Unidos y Suecia. El estado de sus trabajos en pocas palabras es el siguiente:

El estudio alemán para construir un almacenamiento definitivo en un domo salino en Gorleben se encuentra ya muy avanzado y está previsto que las instalaciones inicien su operación en el año 2009.

El proyecto Estadounidense de Yucca Mountain en tobas volcánicas ha tenido varios contratiempos legales pero sigue teniendo como fecha de puesta en marcha el año de 2010. Francia, que está considerando varias alternativas, se ha fijado una fecha del año 2010 en adelante.

Suecia, cuyo primer reactor empezó a operar en 1972, espera tener su instalación en servicio en el año 2020.

El caso de Suecia es interesante por otros conceptos, pues se trata de un gobierno que en forma explícita ha aceptado que existe solución para el almacenamiento permanente de los residuos radiactivos de alto nivel.

Por un decreto sueco relativo a actividades nucleares, las compañías eléctricas están obligadas a demostrar al gobierno que existe solución para el almacenamiento final de residuos radiactivos de alto nivel, condición indispensable para que el gobierno permita la carga de combustible y la operación de los reactores, en 1984 y antes que entraran en servicio los reactores 11 y 12, las compañías presentaron el sistema conocido por ellos como MBM-3. El gobierno hizo arreglos para una revisión extensiva del sistema, tanto dentro de Suecia como internacionalmente y basándose en la opinión positiva de los revisores, en junio de 1984 otorgó el permiso para que se cargara combustible en dichos reactores. En esta forma el gobierno sueco fue el primero en aceptar oficialmente que existe un método seguro para almacenar en forma definitiva y sin riesgo, residuos radiactivos de alto nivel.

Actualmente la única instalación en funcionamiento para el almacenamiento definitivo de residuos radiactivos de alto nivel, aún cuando de carácter experimental, es la americana WIPP, en Carlsbad, Nuevo México, utilizada para residuos de la industria nuclear militar.

En conclusión se puede decir que los materiales radiactivos de alto nivel están siendo almacenados actualmente en forma satisfactoria y segura y que técnicamente existen soluciones adecuadas para su almacenamiento en forma definitiva y que si estas soluciones no han sido puestas en uso se debe a que técnica y económicamente conviene posponerlas por 40 o más años y es solo hasta ahora que los países que tiene reactores desde hace muchos años están dando los pasos iniciales para tenerlas en operación en el próximo siglo.

Por lo que se refiere a México, teniendo en cuenta que la operación del primer reactor de Laguna Verde se inició hace tres años y que la alberca de combustible gastado tiene capacidad para todo el combustible gastado que se generará en 40 años de operación, se concluye que hay tiempo para resolver este problema y que conviene esperar a que se obtenga la experiencia de los países más avanzados para escoger la solución que el tiempo muestre como más conveniente.

Para finalizar quiero poner énfasis en la importancia de la nucleoelectricidad en el mundo actual. Ya mencionamos que la energía nuclear contribuye actualmente con una cantidad de electricidad igual o casi igual a la que proporciona la energía hidráulica, pero además conviene destacar que la nucleoelectricidad está ya colaborando en forma importante a aliviar el problema de la contaminación y el efecto invernadero. De no existir la energía nuclear, sería necesario en este momento quemar adicionalmente alrededor de ocho millones de barriles diarios de petróleo en plantas convencionales, es decir el equivalente a 13 ó 14% de la producción mundial de petróleo, este efecto ha sido sobre todo muy notable en Francia.

Donde, por ejemplo, de 1980 a 1986 se aumentó la generación eléctrica en 40% y sin embargo la emisión de dióxido de azufre en el mismo lapso de vio reducida a la mitad, esto se logró principalmente substituyendo centrales a base de combustible fósil por centrales nucleares.

Otro efecto muy importante, del cual poco se habla, es la estabilización de los precios de petróleo. Cuando en 1973 se subieron de golpe los precios de petróleo, se tuvo como consecuencia una recesión mundial, que hubiera continuado indefinidamente si los precios del petróleo hubieran continuado subiendo sin parar, recuérdese que hubo momentos en que se pensó que el precio del petróleo subiría a 60 u 80 dólares el barril, sin embargo, esto no sucedió, lo cual se debe en buena parte, a que la energía nuclear ha hecho que se reduzca la demanda de petróleo y carbón en el equivalente de cerca de 8 millones de barriles diarios. La importancia de este hecho no estriba sólo en la estabilización de los precios del petróleo, sino principalmente en que sin la energía nuclear la recesión mundial, ocasionada por la crisis de energía de 1973, probablemente hubiera continuado por muchos años.

CAPIULO

2

LOS DIFERENTES REACTORES

Como se había mencionado, un reactor nuclear es un dispositivo mediante el cual se puede disponer de la energía nuclear a un ritmo controlado. Existen en la actualidad diferentes tipos de reactores en operación, unos comercialmente y otros experimentalmente, y se diferencian entre ellos por las distintas componentes básicas que utilizan.

La agrupación que se hace en este trabajo, es por el tipo que usan para llevar a cabo la reacción en cadena en el combustible nuclear; primero se tratarán los reactores térmicos que son mayoría y luego los reactores rápidos.

Reactores Grafito - Gas

Este tipo de reactores térmicos que trabajan con uranio natural como combustible, moderados con grafito y enfriados con gas carbónico a presión, deben ser de un gran tamaño, ya que el uranio natural 0.7% de U-235, produce relativamente pocos neutrones y es necesario que el número de neutrones perdidos en la superficie del núcleo, sea suficientemente pequeño en relación al número de neutrones producidos en el interior del núcleo y para conseguir esto, es necesario tener el moderador en bloques de grafito muy voluminosos.

El núcleo de estos reactores está formado por los bloques de grafito de sección hexagonal, puestos unos encima de otros y cada bloque tiene un orificio central donde entran los elementos combustibles superpuestos. El gas refrigerante pasa por el exterior de los bloques de grafito y en las centrales nuevas también pasa por el centro a través de anillos concéntricos.

Debido al tamaño, el costo de la construcción es bastante elevado, pero su ciclo de combustible es menos caro. La potencia térmica es del orden de los 1500 ó 2000 megawatts y la potencia eléctrica de la central está entre 400 y 600 megawatts. La presión del gas es del orden de 25 bars y la temperatura a la salida del reactor es del orden de 400 grados centígrados. Un ejemplo de estos reactores es el MAGNOX de fabricación inglesa

Reactores de Agua ligera

Los reactores de agua ligera utilizan precisamente el agua como moderador y refrigerante y como combustible el uranio enriquecido. El enriquecimiento del uranio es en el isótopo 235 y el grado de enriquecimiento es del 2 ó 3 % , en vez de 0.7% que tiene en su estado natural.

El agua ordinaria, o como se le conoce en el medio nuclear, agua ligera, puede actuar como moderador a pesar de su alta probabilidad de absorción de neutrones, debido al hecho de que el combustible está enriquecido; esta es la razón fundamental del enriquecimiento. Al tener así el combustible, se tienen más neutrones por el mayor número de fisiones en el Uranio-235 y de esta manera se compensa el efecto adversos del agua ligera de capturar neutrones.

Existen dos tipos de reactores de agua ligera, el de agua hirviente BWR y el de agua a presión PWR; las iniciales BWR y PWR, vienen del idioma inglés "boiling water reactor" y "pressurized water reactor". La diferencia fundamental de estos reactores, es la manera de producir el vapor que accionará la turbina.

En los reactores de agua a presión, el refrigerante que circula a través del núcleo se mantiene a una presión alta de tal manera que el agua no hierve, este circuito es cerrado y el agua se circula con el auxilio de una bomba. En el interior del generador de vapor, el circuito primario cede su energía al circuito secundario, de tal manera que el agua que circula se vaporiza allí y así se forma el vapor que se enviará a la turbina; después este vapor se recupera en forma de agua; estos reactores utilizan un ciclo indirecto para la formación del vapor.

El otro tipo de reactor de agua ligera es el de agua hirviente y este es el tipo del que está en Laguna Verde como la primera central nucleoelectrónica del país. En estos reactores no hay muy alta presión en el refrigerante que pasa por el núcleo y por lo tanto el agua hierve y el vapor producido se separa y saca dentro de la misma vasija y después se envía directamente a la turbina y más adelante pasa por el condensador, donde el vapor se convierte en agua para que después de ser cuidadosamente tratada, se envíe nuevamente al reactor con el auxilio de varias bombas de alimentación.

Reactor de Agua pesada

Otros reactores que actualmente están en operación, en construcción, o bien, ya ordenados, son los llamados "de agua pesada". Estos se diferencian de los precedentes, en que utilizan como combustible Uranio natural y como moderador y refrigerante el agua pesada: D_2O , donde la D corresponde al isótopo deuterio del hidrógeno.

El poder de enfriamiento representa la capacidad del moderador para termalizar el neutrón, por lo que es claro que en cuanto sea mayor el poder de enfriamiento, mejor será el moderador desde el punto de vista, el mejor moderador el agua ligera, después el agua pesada y finalmente el grafito. El primer circuito no está presurizado, lo que hace que las fugas de tritio que se forma a partir de la interacción neutrónica con el deuterio, se reduzcan; el segundo circuito está a una presión del orden de 110 bars. En el interior de unos tubos llamados "tubos a presión", se encuentra el combustible encamisado y por allí circula el refrigerante a presión y estos tubos están puestos dentro de la calandria que contiene el moderador de agua pesada, pero sin presión y a una temperatura del orden de los 50 grados centígrados, gracias al aislamiento térmico que existe.

El circuito refrigerante a presión, se hace pasar por varios generadores de vapor dependiendo del tamaño del reactor y después, con el auxilio de una bomba, el refrigerante regresa al núcleo. El vapor formado en los generadores de vapor se envía a la turbina y después pasa por el condensador y regresa en forma líquida al generador de vapor.

Reactores de alta temperatura

Existe un tipo de reactor que se puede considerar de alta temperatura denominado reactor avanzado de grafito-gas, (advanced gas cooled reactor, AGR), que constituye el paso siguiente de los reactores grafito-gas tipo MAGNOX que difieren fundamentalmente de ellos en que utilizan ahora como combustible el uranio en forma de óxido y además enriquecido al 2% aproximadamente. El gas carbónico que sirve de refrigerante, está presurizado a 40 bars para tener una mejor transferencia de térmica; la temperatura del gas a la salida del núcleo es bastante alta del orden de 650°C y está limitada por la posibilidad de reacción del moderador de grafito con el bióxido de carbono. A la fecha existen 4 reactores MWe en operación comercial, 6 mas de igual capacidad en construcción y posiblemente otros ordenados.

La siguiente generación de reactores por gas son los llamados reactores de gas de alta temperatura o simplemente de alta temperatura (high temperature gas cooled reactors HTGR), que han sido desarrollados recientemente y usan como moderador también el grafito pero el refrigerante es el gas helio. El combustible está constituido por uranio altamente enriquecido y torio en forma de carburos, aunque la proporción de material fisiónable en el núcleo es del 4% aproximadamente. El combustible está rodeado por una cubierta de pirocarbono que resiste temperaturas mucho más altas que los combustibles metálicos y puede permanecer mucho tiempo en el reactor. Se obtienen también densidades de potencia térmica muy elevadas y el rendimiento es muy bueno del orden del 38%.

Las temperaturas que se alcanzan son hasta de 900°C, lo que permite que estos reactores se puedan utilizar en el futuro como fuentes de calor industriales para las instalaciones siderúrgicas y para fábricas de productos químicos. Un ejemplo de estos reactores es el THTR de manufactura alemana de 300 MWe.

En la actualidad se está pensando en no utilizar más los intercambiadores de calor para la producción de electricidad y que se envíe directamente el helio a las turbinas de gas.

Reactores rápidos de cría.

En estos reactores que hasta la fecha en la etapa de prototipo, no hay moderador, el núcleo es de pequeñas dimensiones y el combustible está compuesto de óxidos mixtos de plutonio y de uranio enriquecido, de tal manera que se tenga una proporción alta de material fisionable; esto se logra también teniendo uranio empobrecido y una alta proporción de plutonio. Para mantener la reacción no es necesario el enfrenar a los neutrones que son muy abundantes, ya que hay un buen número de núcleos fisionables. En los reactores pequeños (50MWe), la proporción de material fusible es del orden del 75% y en los grandes como el reactor francés PHÉNIX (250 MWe), es del 25% aproximadamente. Por otro lado, no se usa moderador para lograr un gran número de capturas en el U-238 y así tener una buena generación de material fisionable que es el plutonio.

Alrededor de este núcleo, están colocados los elementos de uranio empobrecido formando una cubierta. Los neutrones emitidos por el núcleo del reactor son capturados por los núcleos del uranio-238 que se transforman en plutonio-239. De los 2.5 neutrones que se emiten en promedio con cada fisión, aproximadamente un neutrón sirve para mantener la reacción en el núcleo y un poco más de otro sirve para producir el plutonio en la cubierta. Por lo tanto, el reactor rápido de cría produce simultáneamente energía y combustible, pero en una cantidad mayor que la que él mismo consume y todo a costa del U-238.

Debido a la elevada liberación de calor por unidad de volumen del núcleo, es necesario utilizar un refrigerante de gran capacidad calorífica, capaz de extraer el calor producido y que además no enfrene a los neutrones; el refrigerante que se ha escogido, es el sodio fundido, aunque éste tenga una afinidad por los compuestos oxigenados y por el oxígeno mismo y al combinarse, con ellos se produzcan reacciones exotérmicas violentas. Estos problemas se han resuelto aislando los circuitos de sodio del agua y aire. Por otro lado, como el circuito no está a presión, las posibilidades de fugas disminuyen. El sodio líquido tiene la ventaja de poder producir el vapor a temperaturas del orden de los 500°C, a diferencia del agua que los produce entre 300°C y 400°C.

En estos reactores se utilizan dos circuitos de sodio cerrados y herméticos que no están a presión.

CAPIULO

3

**ANÁLISIS DE PATENTES
FÍSICA Y TÉCNICA NUCLEAR**

INTRODUCCIÓN.

El tema de los energéticos y muy especialmente el referente a la energía nuclear, se está discutiendo ampliamente en el mundo a nivel internacional.

En el debate mundial sobre las formas de energía, hay voces que se elevan contra el uso de la electricidad y en particular contra el desarrollo de los sistemas eléctricos tal como se la conocen actualmente. Aunque es posible que en algunos países se pueda visualizar el fin del crecimiento del consumo de electricidad por habitante, e incluso se pueda argüir que el empleo de la electricidad ha ido demasiado lejos en algunas aplicaciones.

En muchos países del mundo, el uso de la tecnología nuclear se utiliza de una forma confiable, segura y económico. Sin embargo, esta es compleja y con lleva problemas potenciales.

Se debe entender que todas las formas de utilizar tecnología, no nuclear, por ejemplo la generación energía tienen sus problemas:

La Hidroeléctricidad, quizás la más aceptada de todas las formas causa en algunos casos la inundación de valles fértiles, o la desaparición de saltos de agua y de cañones de gran belleza, o pone en peligro de extinción, especies animales.

El petróleo y el gas han sido una importante fuente primaria de energía.

La fortuna de contar con reservas de este producto, no debe hacer pensar que éstos podrán ser usados durante muchas décadas para la producción de energía, a no ser como medidas tácticas para la utilización de excedentes temporales.

A diferencia de los hidrocarburos, las reservas probadas de carbón a nivel mundial son muy considerables en términos de su consumo actual, de modo que el crecimiento en la generación de energía podría basarse fundamentalmente en el uso del carbón. El problema del carbón es que, con las tecnologías actuales, resulta difícil de sacar y más difícil aún de utilizar, por lo que muy probablemente esas reservas se utilicen con nuevas tecnologías que conviertan el carbón en un combustible líquido o gaseoso, fácil de transportar y menos contaminante.

La geotermia es ya un recurso apreciable para la generación de energía, sin embargo, en su forma actual, está necesariamente limitada y aunque su potencial en nuestro país es grande, es poco probable que pueda contribuir con una fracción importante de la producción de ésta en un futuro inmediato.

La energía solar, de la que tanto se habla, es todavía muy cara para producir energía y así seguirá mucho tiempo, mientras no cambien o mejoren substancialmente las tecnologías actuales, ya que las instalaciones heliostáticas llevan tanta energía incorporada en su fabricación que su línea de costos es paralela a la de otros tipos de plantas, con lo que el punto de cruce esperado se aleja indefinidamente.

Vale la pena hacer notar que en los últimos años se ha manifestado una preocupación creciente por el aumento de la concentración de Dóxido de Carbono (CO₂) en la atmósfera y por los efectos que ese aumento pudiera tener en el clima. De llegarse a comprobar la veracidad de algunas predicciones, en los próximos decenios habría que imponer serias limitaciones en el uso de combustibles tradicionales y en particular, la prohibición de la generación de energía a partir de carbón, hidrocarburos o madera.

La tecnología nuclear, por ejemplo la fusión nuclear controlada ha recibido mucha publicidad en los últimos tiempos, gracias a éxitos notables obtenidos por varios de los equipos de investigación que la estudian en el mundo. A pesar de todo, todavía falta mucho, para el desarrollo de una planta comercial que sería en más de un sentido una planta nuclear, esto es, con problemas de seguridad y de desechos, con un problema similar de protección física y con uno mayor de salvaguardas y proliferación, ya que la fusión nuclear puede servir para la producción en gran escala de materiales fisionables a partir de materiales fértiles.

Por lo tanto, se llega a la conclusión, de que entre los energéticos primarios sólo el uranio y el carbón constituyen hoy recursos durables, con tecnologías probadas para la generación de energía. Si la experiencia de lo ocurrido con otros energéticos sirve de pauta, la utilización de la energía nuclear seguirá aumentando hasta que una nueva fuente de energía aparezca y eventualmente la sustituya.

Generalidades:

El suministro de energía para satisfacer los requerimientos existentes, constituye una verdadera encrucijada, donde intervienen países de las más diversas organizaciones gubernativas y gentes de disciplinas que cubren un espectro grande de actividades.

El llamado problema de energéticos ocupa un renglón importante en la vida de los países, mostrando día a día su relevancia y repercusiones a corto y largo plazo, forzando a la población a darse cuenta del hecho, y a los estados a modificar sus planes de desarrollo. Del análisis minucioso del problema, se concluye que la situación energética se caracteriza por la escases de fuentes de energía primarias en un periodo de tiempo relativamente corto.

Para hacer frente a la situación y dar soluciones que garanticen la autosuficiencia energética a corto plazo, resulta imperativo el pensar en otras fuentes alternativas de energía distintas a las convencionales. Si bien es cierto que a corto plazo la energía generada por otras fuentes constituyen dos formas de energía (geotérmica y eólica), de ninguna manera son éstas la solución total al problema que se está tratando; más bien, son satisfactores locales de suma utilidad en países grandes, donde los costos de transmisión pueden ser considerables.

La energía que en la actualidad presenta la solución a la problemática, es la que proviene del átomo y ésta es la energía nuclear.

La manera que el hombre ha inventado para sustraerla, es a través de ciertos dispositivos muy complejos donde se llevan a cabo diversas reacciones en el combustible, para liberar la energía de los núcleos atómicos y posteriormente transformar la en energía cinética, térmica, mecánica y finalmente eléctrica. Estos dispositivos, procesos, métodos, mejoras son el tema central del presente estudio de patentes, físicas y técnica nuclear.

ANÁLISIS DE PATENTES FÍSICA Y TÉCNICA NUCLEAR. (Referencias)

Es importante señalar, que aunque en el trabajo se describen varios tipos de alternativas y estados de la tecnología, se llevará a efecto un análisis de la participación del conocimiento y del grado de avance en cada uno de ellos. Estos campos a tratar son los siguientes:

- Reactores de Fusión "G21B" (Fusión no controlada (G21J)).

- Reactores Nucleares "G21C".

- Conjuntos de Producción de Energía Nuclear "G21D".

- Protección contra los rayos "X", rayos "Gamma", radiaciones corpusculares o bombardeos de partículas; descontaminación; tratamiento de materiales contaminados por la radiactividad "G21F".

- Conversión de elementos químicos; fuentes radiactivas "G21G".

- * Obtención de energía a partir de fuentes radiactivas; aplicaciones de la radiación de fuentes radiactivas; utilización de los rayos cósmicos "G21H".

- * Explosivos Nucleares "G21J".

- * Técnicas no previstas en otro lugar para manipular partículas o radiaciones electromagnéticas; dispositivos de irradiación; microscopios de rayos

- " Gamma" o de rayos "X" "(G21K)".

Clasificación según el Instituto Mexicano de la Propiedad Industrial (IMPI).

Por lo que, el propósito fundamental del presente trabajo, es el presentar de una manera accesible, los avances tecnológicos de la tecnología nuclear y su utilización, así como otros aspectos importantes que están íntimamente ligados al tema, que repercuten en la seguridad de los trabajadores, público en general y medio ambiente, y por último, no menos relevante, en convivencia pacífica y progresista internacional.

Para el año 2000, se estima que habrá 520 reactores de potencia en operación, con una potencia total de 4000W.

Sin embargo, el porcentaje de la energía generada en plantas nucleares será ligeramente inferior a actual, sugiriendo que ya se alcanzó el máximo y comienza el descenso. Por otra parte, el crecimiento de la población mundial y el correspondiente aumento en la demanda de energía y en particular de electricidad, harán necesario un incremento de la oferta eléctrica. Dadas las incertidumbres en el desarrollo de otras fuentes de energía y la preocupación por los efectos ambientales, es previsible en el corto plazo, esto es, en el intervalo de 2000 a 2010, un resurgimiento de la energía nuclear en el mundo, incluyendo a México. Este resurgimiento tendrá lugar basado en los reactores comerciales actuales, quizás de tamaño más reducido (esto es similares en potencia a los de Laguna Verde), con características más simples y sobre todo haciendo un mayor uso de leyes físicas para garantizar la seguridad del personal y del público en caso de accidente (llamada de seguridad pasiva).

En el mediano plazo, para el año 2030 concretamente, algunos autores manejan escenarios con 2500 reactores y una potencia de 2TW(e) que producirán un factor de 5 con respecto al año 2000.

Para llegar a esas cifras, primero hay que mejorar el nivel de seguridad de los reactores actuales que, aun siendo muy bueno, sería insuficiente para 2500 reactores. De mayor trascendencia es que un escenario de 2TW(e), en vista de que las reservas de uranio se estiman en 6 o 7 Mt, necesita recurrir a los reactores de cría, lo que a su vez requiere el reprocesamiento en gran escala, el manejo de grandes cantidades de plutonio y la administración y disposición de residuos radiactivos de alto nivel en volúmenes relativamente importantes.

Todo esto sólo sería posible con un cambio en la actitud de la población (y de los políticos) que hasta ahora no acepta que se depositen los desechos radiactivos en algún lugar cercano a su residencia y se preocupa por la proliferación de armas nucleares que pudieran resultar del comercio y transporte de plutonio.

A más largo plazo, la energía nuclear de fisión basada en reactores de cría reúne las condiciones de una fuente de energía "asintótica", esto es, capaz de satisfacer las necesidades energéticas de la humanidad por cientos o miles de años.

Hay otras fuentes asintóticas conocidas, la energía solar y la fusión nuclear, pero no podrán jugar un papel importante antes del año 2050 y para entonces es posible que los reactores de cría estén bien establecidos.

A continuación se presentan documentos propios del Banco Nacional de Patentes (BANAPA), lo cual permitirá apreciar de una manera adecuada la evolución en nuestro país de esta tecnología.

**RESUMEN (ABSTRACTS) DE ALGUNOS DE LOS DOCUMENTOS
EN PROCESO DE
OTORGAMIENTO DE PATENTE (SOLICITUDES DE PATENTES)**

Número de registro en la base : 1752
Clasificación Internacional (5a ed.) : E21B-047/000
Solicitud : 9102151:03/12/92.
Fecha de publicación : 92/06
Datos de prioridad : US624975, 03/12/90.

**APARATO Y TÉCNICA PARA MEDICIÓN DE DIFUSIÓN POR RESONANCIA
MAGNÉTICA NUCLEAR.**

Un método para llevar a cabo mediciones de resonancia magnética nuclear en pozo de sondeo que comprende las etapas de: proporcionar un campo magnético y un gradiente de campo magnético en una ubicación deseada a lo largo del pozo de sondeo; llevar a cabo por lo menos un experimento de resonancia magnética nuclear (NMR) en la presencia del gradiente de campo magnético; detectar el efecto de difusión en el decaimiento de por lo menos el primer eco; y determinar a partir del mismo el coeficiente de difusión.

Inventor(es) : ZVI PALTIEL
Solicitante(s) : NUMAR CORPORATION

Número de registro en la base : 4079
Clasificación Internacional (5a ed.) : G21C-003/000
Solicitud : 9201798:15/04/92
Fecha de publicación : 92/10
Datos de prioridad : US665,779, 16/04/91.

**BAJON PARA MANEJO DE COMBUSTIBLE PARA PLANTAS DE REACTOR
NUCLEAR.**

Un sistema de manejo de combustible para plantas de reactor nuclear, que comprende un medio de razón subacuático mejorado para transferir unidades de combustible mientras están sumergidas dentro de un recipiente de reactor que contiene agua.

Inventor(es) : DAVID LEE ROUSAR
Solicitante(s) : GENERAL ELECTRIC COMPANY.

Número de registro en la base : 4445
Clasificación Internacional (5a ed.) : H05H-013/000
Solicitud : 920314:15/05/92
Fecha de publicación : 92/11
Datos de prioridad : US701516, 16/05/91.

DETECCIÓN POR RESONANCIA MAGNÉTICA NUCLEAR DE ESTRUCTURAS
GEOLÓGICAS.

Un sistema mejorado para usar técnicas de resonancia magnética nuclear para obtener información relacionada con estructuras geológicas. Se usa una herramienta de registro de resonancia magnética nuclear para impartir campos de polarización magnética en una porción de una formación geológica. Las señales de resonancia magnética nuclear de los núcleos excitados en la formación se detectan luego para obtener datos para calcular un número de parámetros petrofísicos importantes de interés geológico.

Inventor(es) : GEORGE R. COATES
Solicitante(s) : NUMAR CORPORATION

Número de registro en la base : 16069
Clasificación Internacional (5a ed.) : G03B-035/000
Solicitud : 9206270:30/10/92
Fecha de publicación : 93/05
Datos de prioridad : ITMI91A002089, 30/10/91.

PROCEDIMIENTO Y MÁQUINA PARA EL EMPAREJAMIENTO UNIVOCAL DE
DOCUMENTOS ASOCIADOS GEOGRÁFICOS, GEOLOGICOS, GEOMORFOLÓGICOS, DE
IMAGENES DE RESONANCIA NUCLEAR, Y DE OTROS TIPOS, PARA
DOCUMENTOS QUE SE OBTIENEN EN PROCEDIMIENTOS DE DIAGNÓSTICO
QUE PROPORCIONAN RESULTADOS PÍCICO

Un procedimiento para el emparejamiento univocal de documentos que corresponden a una investigación instrumental dada, para un paciente dado, proporciona, preliminarmente para identificación del paciente, la prescripción a este paciente de una investigación de diagnóstico instrumental, la asignación de un código de identificación del paciente que contiene cuando menos los datos de identificación personal de este paciente, y la asociación permanente de código de identificación para el paciente a través de un dispositivo de soporte que se puede fijar al paciente mismo.

Inventor(es) : GIANANDREA PEDRAZZINI
Solicitante(s) : HEALTECH S.A.

Número de registro en la base: 7058
Clasificación Internacional (5a ed.) : G01V-001/000
Solicitud : 9206856:27/11/92
Fecha de publicación : 93/05
Datos de prioridad : US800599, 27/11/91.

DETECCIÓN POR RESONANCIA MAGNÉTICA NUCLEAR DE ESTRUCTURA GEOLÓGICA

Un sistema mejorado para emplear técnicas de resonancia magnética nuclear para conseguir información en relación con estructuras geológicas. el sistema de la presente invención emplea una ventana de muestreo variable que incrementa la eficiencia de muestreo permitiendo que el sistema optimice el intervalo de muestreo, por lo que se incrementa la cantidad de información que puede obtenerse en una serie de

Inventor(es): GEORGE R. COATES, MELVIN N. MILLER, JOHN C. BOUTON
Solicitante(s): NUMAR CORPORATION

Número de registro en la base: 7880
Clasificación Internacional (5a ed.) : G01N-024/008
Solicitud: 9205308:18/09/92
Fecha de publicación: 93/07
Datos de prioridad: US763026, 20/09/91.

DETERMINACIÓN DE PERMEABILIDAD DE MEDIDAS DE RELAJACIÓN DE RESONANCIA MAGNÉTICA NUCLEAR PARA FLUIDOS EN MEDIOS POROSOS.

La presente invención es un método para determinar rápidamente la permeabilidad del flujo de fluido de medios porosos con resonancia magnética nuclear (RMN). El método puede aplicarse a medidas de permeabilidad en formaciones terrestres saturadas con fluido usando herramientas de registro de RMN.

Inventor(es): MICHAEL JEROSCH-HAROLD, HANS THOMANN
Solicitante(s): EXXON RESEARCH AND ENGINEERING COMPANY

Número de registro en la base : 8167
Clasificación Internacional (5a ed.) : C22C-013/002
Solicitud : 9207503;22/12/92
Fecha de publicación : 93/07
Datos de prioridad : US812465, 23/12/91.

ALEACIÓN DE ZIRCONIO-BISMUTO-NIOBIO PARA BARRERA DE REVESTIMIENTO METÁLICO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR.

Una aleación de circonio resistente a la corrosión consiste de, en porcentaje en peso aproximadamente 0.1 o menos de 0.5 por ciento de bismuto, aproximadamente 0.1 a menos de 0.5 por ciento de niobio y el balance substancialmente circonio. Preferiblemente, el niobio es de aproximadamente 0.1 a 3 por ciento en peso.

Inventor(es) : BO CHING CHENG
Solicitante(s) : GENERAL ELECTRIC COMPANY

Número de registro en la base : 9330
Clasificación Internacional (5a ed.) : H01M-010/000
Solicitud : 9205531;29/09/92
Fecha de publicación : 93/09
Datos de prioridad :

CELDA ELECTROQUÍMICA PARA LA ELABORACIÓN DE FUENTES RADIATIVAS DE REFERENCIA DE ACTINIDOS EMISORES ALFA.

Esta invención se refiere a una celda electroquímica para la elaboración de fuentes radiactivas muy delgadas y uniformes de Actinidos emisores alfa. Con especial énfasis en las condiciones hidrodinámicas requeridas, el aparato permite obtener fuentes radiactivas de Actinidos con un rendimiento de depósito de 97.5 ± 2.5 .

Inventor(es) : ARTURO BERRILL VILCHIS, YUNNY MEAS VONG
Solicitante(s) : UNIVERSIDAD AUTÓNOMA METROPOLITANA INSTITUTO NACIONAL DE INVESTIGACIONES NUCLEARES

Número de registro en la base : 9860
Clasificación Internacional (5a ed.) : G01T-005/000
Solicitud : 205459130/05/85
Fecha de publicación : 93/10
Datos de prioridad : GB8413772, 30/05/84.

AGENTES DE CONTRASTE PARA RESONANCIA MAGNÉTICA NUCLEAR Y
PROCEDIMIENTO PARA SU PREPARACIÓN

Se proporcionan agentes de contraste en RMN que comprenden quelatos metálicos paramagnéticos solubles en agua, preferiblemente de Cr(III), o Gd(III), en los que la entidad formadora de quelato es un resto orgánico que contiene grupo anilida, preferiblemente un compuesto de la fórmula (I). Donde R1 a R5 pueden presentar tomos de hidrogeno o de halógeno, grupos alquilo o alcoxi opcionalmente halogenados, o grupos carboxilo. Los agentes son especialmente adecuados para uso en formación de imágenes de RMN del sistema hepatobiliar.

Inventor(es) : JO KLAVERNESS
Solicitante(s) : NYROGAARD & CO A/S

Número de registro en la base : 12005
Clasificación Internacional (5a ed.) : F20F-001/000
Solicitud : 9304737104/08/93
Fecha de publicación: 94/02
Datos de prioridad : US924605, 04/08/92.

BARRA DE COMBUSTIBLE PARA UN REACTOR NUCLEAR, QUE COMPRENDE
UN CAMISA INTERNA DE COMBUSTIBLE

Se describe un ensamble de resorte de muchas pallas de combustible para insertar a un extremo no sellado abierto de una barra de combustible. El ensamble incluye una camisa trabadora que tiene un di metro radial normal que excede el di metro radial interno del forro de barra de combustible. Esta camisa se comprime a un di metro menor que el di metro interno del forro de barra de combustible. Subsecuentemente, se inserta la camisa. En la modalidad preferida, una arandela y un resorte helicoidal anteceden a la camisa en la barra de combustible. La camisa se inserta y subsecuentemente se deja expandir y acuar a la pared interna. Cuando la camisa est en su lugar, el resorte impulsor de pallas de combustible mantiene las pallas de combustible dentro de la barra de combustible no sellada.

Inventor(es) : ERIC BERTIL JOHANSSON, HAROLD BLECKLEY KING
Solicitante(s) : GENERAL ELECTRIC COMPANY

Número de registro en la base : 12842
Clasificación Internacional (5a ed.) : G01V-003/000
Solicitud : 9303568;15/06/93
Fecha de publicación : 194/04
Datos de prioridad : US898990, 15/06/92.

DETERMINACIÓN POR RESONANCIA MAGNÉTICA NUCLEAR DE LAS PROPIEDADES PETROFÍSICAS DE ESTRUCTURAS GEOLÓGICAS.

Un sistema mejorado para utilizar técnicas de resonancia magnética para obtener información que se relaciona a estructuras geológicas. El sistema de la presente invención utiliza valores de porosidad y agua irreducible en masa-volumen obtenidas mediante técnicas de resonancia magnética a fin de obtener información adicional que se relaciona a las estructuras geológicas, incluyendo saturación de agua.

Inventor(es) : GEORGE R. COATES
Solicitante(s) : INUMAR CORPORATION

Número de registro en la base : 14318
Clasificación Internacional (5a ed.) : C21C-001/000
Solicitud : 9306944;05/11/93
Fecha de publicación : 94/05
Datos de prioridad : US971643, 05/11/92.

RECARGA DEL NÚCLEO DE UN REACTOR NUCLEAR DE AGUA HIRVIENTE Y PROCEDIMIENTO DE RECARGA DEL NÚCLEO.

En combinación con un núcleo de reactor nuclear de agua hirviente que sufre un recarga, se describe una recarga de núcleo mejorada y un procedimiento de recarga. La recarga de núcleo consiste de paquetes de barra de combustible que tienen márgenes de diseño diferentes para potencia crítica y régimen de generación de calor lineal. Específicamente, una primera parte de la recarga de núcleo se selecciona de paquetes de barra de combustible que tienen un margen de potencia crítica relativamente alto y un margen de generación de calor lineal relativamente más bajo. Una segunda parte de la recarga de núcleo se selecciona de los paquetes de barra de combustible que tienen un margen de generación de calor lineal relativamente alto y un margen de potencia crítica relativamente bajo.

La distribución de los paquetes de barra de combustible de carga en todo el núcleo del reactor ocurren como una función del margen de potencia crítica y el margen de régimen de generación de calor lineal. Específicamente, paquetes de barra de combustible que tienen el margen de potencia crítica alto se colocan a intervalos seleccionados en la porción central del núcleo cilíndrico.

Los paquetes tienen un margen de generación de calor lineal alto se colocan en la región periférica del núcleo. Preferiblemente y sobre una base de diámetro, la tercera parte media del núcleo está entremezclada con carga de paquetes de barras de combustible incluyendo los paquetes de barras de combustible de margen de potencia crítica alta. La tercera parte exterior del núcleo está entremezclada con la carga de paquete de barras de combustible incluyendo el margen de régimen de generación de calor lineal alto. Se produce una carga del núcleo global que tiene una potencia lograda por la práctica de la técnica anterior de utilizar un diseño de margen uniformemente distribuido en todo el núcleo.

Inventor(es) : RICHARD ARTHUR WOLTERS, JR., ROLAND OTTO JACKSON
Solicitante(s) : GENERAL ELECTRIC COMPANY

Número de registro en la base : 14765
Clasificación Internacional (5a ed.) : B22D-017/000
Solicitud : 9303105126/05/93
Fecha de publicación : 94/06
Datos de prioridad : US88970, 26/05/92.

UN APARATO Y UN PROCESO PARA LA EXTRACCIÓN DE METALES VALIOSOS DE ARENAS DE FUNDICIÓN

Un aparato y un proceso para la extracción simultánea de metales valiosos de arenas de fundición, donde dicho aparato consiste de una columna termostatzada que está a en comunicación de flujo con una fuente de suministro de aire controlado y un sistema de calentamiento adaptado para mantener dicha columna a una temperatura preseleccionada; la columna está adaptada para recibir componentes necesarios para formar una pulpa acuosa de la cual se van a extraer los metales valiosos y tiene un dispositivo para dividir finamente el flujo de aire que proviene de la fuente de suministro a fin de obtener una suspensión y homogeneización adecuadas de la pulpa.

Por su parte, el proceso consiste de las etapas de introducir a la columna ciertos reactivos, agua destilada y arenas de fundición pulverizadas para formar una pulpa acuosa y procesarla durante un periodo de tiempo predeterminado bajo condiciones de temperatura, flujo de aire y pH controladas.

Después de lo cual se retira la pulpa de la columna y se calienta de nuevo a una temperatura y durante un tiempo diferentes a aquellos del primer proceso y finalmente se filtra para obtener una solución que contiene los metales.

Inventor(es) : JAIMÉ VITE TORRES
Solicitante(s) : INST. NACIONAL DE INVESTIGACIONES NUCLEARES

Número de registro en la base: 4079
Clasificación Internacional (5a ed.): G21C-003/000
Solicitud: 9201798:15/04/92
Fecha de publicación: 92/10
Datos de prioridad: US685,779, 16/04/91.

**RAZÓN PARA MANEJO DE COMBUSTIBLE PARA PLANTAS DE REACTOR
NUCLEAR.**

Un sistema de manejo de combustible para plantas de reactor nuclear, que comprende un medio de razón subacuático mejorado para transferir unidades de combustible mientras están sumergidas dentro de un recipiente de reactor que contiene agua.

Inventor(es): DAVID LEE ROUSAR
Solicitante(s): GENERAL ELECTRIC COMPANY

Número de registro en la base: 4111
Clasificación Internacional (5a ed.): C10L-009/008
Solicitud: 9201854:22/04/92
Fecha de publicación: 92/10
Datos de prioridad: US699336, 22/04/91.

**REACTOR DE LECHO FLUIDIZADO MODULADO POR PULSACIONES Y
PROCESO MEJORADO PARA LA COMBUSTIÓN DE LECHO.**

Se describe un sistema de reactor de lecho fluidizado presión atmosférica, modulado por impulsos, junto con un proceso para la utilización del mismo para la combustión de, por ejemplo, carbón mineral de alto contenido de azufre.

Inventor(es): MONTAZ N. MANSOUR
Solicitante(s): MANUFACTURING AND
CONVERSION INC.

Número de registro en la base : 4385
Clasificación Internacional (5a ed.) : B01J-010/000
Solicitud : 9202205:13/05/92
Fecha de publicación : 92/11
Datos de prioridad : DEP4117592.1,
29/05/91.

REACTOR PARA REACCIONES DE FASES HETEROGÉNEAS.

Se describe un reactor para llevar a cabo reacciones de fases heterogéneas, especialmente de reacciones de gases y líquidos con una fase gaseosa líquida y continua, dispersa (discontinua), en que un plano horizontal, en las regiones parciales de la sección transversal del reactor, ocurre una corriente fundamentalmente apuntada verticalmente hacia abajo del medio de reacción, y en que el reactor tiene fundamentalmente solo en las regiones parciales con la corriente apuntada hacia arriba (auxiliares) para dispersar la fase discontinua.

Esta arreglado el reactor aquí de tal manera, que en la región de los agentes dispersantes sea posible una corriente libre del medio de reacción desde las regiones parciales con corriente apuntada hacia abajo hacia las regiones parciales con corriente apuntada hacia arriba.

Inventor(es) : DR. BERNHARD PIOTROWSKI,
DR. HERMANN JOSEF KORTE
Solicitante(s) : HULB AKTIENGESELLSCHAFT

Número de registro en la base : 4970
Clasificación Internacional (5a ed.) : F01N-003/020
Solicitud : 9200150:14/01/92
Fecha de publicación : 93/01
Datos de prioridad : UB688967, 22/04/91.

SISTEMA DE REACTOR CATALÍTICO

Se proporciona un reactor que comprende una o más unidades, cada una de ellas teniendo un extremo de entrada y de salida, y celdas de extremos abiertos en hileras que se extienden desde el extremo de entrada al extremo de salida, las paredes reciben por lo menos algunas de las celdas que se catalizan en patrones en donde las porciones catalizadas alternan una con la otra y con cualesquiera de las porciones no catalizadas.

Inventor(es) : IRWIN MORRIS LACHMAN,
MALLANAGOUNDADYAMANAGON
Solicitante(es) : PATIL, JIMMI WILLIAMS
CONNING INCORPORATED

Número de registro en la base : 5143
Clasificación Internacional (5a ed.) : C08F-002/018
Solicitud : 9203933:03/07/92
Fecha de publicación : 93/01
Datos de prioridad : JP3-191032, 05/07/91.

**SISTEMA DE REACTOR PARA POLIMERIZACIÓN POR SUSPENSIÓN DE
CLORURO DE VINILO.**

Se propone una mejora en un sistema de reactor de polimerización para la polimerización por suspensión de un monómero de cloruro de vinilo que comprende un reactor y un intercambiador térmico externo conectado con el reactor mediante una línea de tubería a través de un medio de bombeo a fin de complementar la deficiencia en la capacidad de enfriamiento de la camisa del reactor.

Inventor(es) : TADASHI AMANO, SHUJI OHNISHI
Solicitante(s) : SHIN-ETSU CHEMICAL CO., LTD.

Número de registro en la base : 5707
Clasificación Internacional (5a ed.) : B01J-019/000
Solicitud : 9101170:19/09/91
Fecha de publicación : 93/03
Datos de prioridad :

**MEJORAS EN REACTOR TUBULAR PARA COMPONENTES DE
REACCIÓN EN FASE GASEOSA**

La presente invención se relaciona con mejoras en reactor tubular para componentes de reacción en fase gaseosa, que se utiliza para la obtención del ácido cianhídrico, el proceso de obtención se lleva a cabo en un reactor tubular que en base a su diseño especial y funcionalidad, permite llevar a cabo el proceso en condiciones de temperatura y presión apropiadas.

Inventor(es) : FRANCISCO TABOADA REYES
Solicitante(s) : INSTITUTO MEXICANO DEL PETRÓLEO

Número de registro en la base : 6252
Clasificación Internacional (5a ed.) : C12B-003/000
Solicitud : 9204984/28/08/92
Fecha de publicación : 93/04
Datos de prioridad : DSP4128953.6,
30/08/91.

PROCEDIMIENTO PARA EL CULTIVO DE CÉLULAS DE MAMÍFEROS EN UN REACTOR DE LECHO DE FLUJO.

El presente invento se refiere a un nuevo procedimiento para el cultivo de células de mamíferos en un reactor de lecho de flujo. El cultivo de células de mamíferos constituye la base para un sin número de procedimientos de producción biotecnológicos, especialmente para la preparación de fármacos-proteínas.

Inventor(es) :
Solicitante(s) :

PETER REUSCHENBACH
BASF AKTIENGESELLSCHAFT

Número de registro en la base : 7142
Clasificación Internacional (5a ed.) : B01J-019/000
Solicitud : 9102550/13/12/91
Fecha de publicación : 93/08
Datos de prioridad : FR9016184, 14/12/90.

APARATO Y PROCEDIMIENTO PARA INTRODUCIR UNA SUSPENSIÓN EN UN REACTOR.

La presente invención se relaciona con un aparato para introducir un volumen predeterminado de suspensión en un reactor desde un recipiente de almacenamiento.

Inventor(es) :
Solicitante(s) :

ROBERT PES
BP CHEMICALS LIMITED

Número de registro en la base : 8715
Clasificación Internacional (5a ed.) : H01J-017/000
Solicitud : 9206661:19/11/92
Fecha de publicación : 93/08
Datos de prioridad : US796156, 22/11/91.

REACTOR DE LAMPARA FLUORESCENTE COMPACTO DE BAJA ARMÓNICA

Un reactor electrónico de alta frecuencia para una lámpara de descarga incluye un filtro LC y un circuito duplicador de voltaje que acopla los terminales de entrada de corriente alterna con los terminales de entrada de corriente directa del medio puente del circuito convertidor de corriente directa/corriente alterna.

Inventor(es) : RAYMOND J. MULKA
solicitante(s) : N.V. PHILIPS
GLOILAMPENFABRIEKEN

Número de registro en la base : 12005
Clasificación Internacional (5a ed.) : F28F-001/000
Solicitud : 9304737:04/08/93
Fecha de publicación : 94/02
Datos de prioridad : US924805, 04/08/92.

BARRA DE COMBUSTIBLE PARA UN REACTOR, QUE COMPRENDE UNA CAMISA EXPANSIBLE ELÁSTICA.

Se describe un ensamble de resorte de retén de pelias de combustible para insertar a un extremo no sellado abierto de una barra de combustible. El ensamble incluye una camisa trabadora que tiene un diámetro radial normal que excede el diámetro radial interno del forro de barra de combustible.

Esta camisa se comprime a un diámetro menor que el diámetro interno del forro de barra de combustible. Subsecuentemente, se inserta la camisa. En la modalidad preferida, una arandela y un resorte helicoidal anteceden a la camisa en la barra de combustible. La camisa se inserta y subsecuentemente se deja expandir y acuar a la pared interna. Cuando la camisa está en su lugar, el resorte impulsor de pelias de combustible mantiene las pelias de combustible dentro de la barra de combustible no sellada.

Inventor(es) :

ERIC BERTIL JOHANSSON
HAROLDBLECKLEY KING

Solicitante(s) :

GENERAL ELECTRIC COMPANY

Número de registro en la base : 14318
Clasificación Internacional (5a ed.) : C21C-001/000
Solicitud : 9306944,05/11/93
Fecha de publicación : 94/05
Datos de prioridad : UB971643, 05/11/92.

**RECARGA DEL NÚCLEO DE UN REACTOR DE AGUA HIRVIENTE Y
PROCEDIMIENTO DE RECARGA DEL MISMO.**

En combinación con un núcleo de reactor nuclear de agua hirviente que sufre un recarga, se describe una recarga de núcleo mejorada y un procedimiento de recarga. La recarga de núcleo consiste de paquetes de barra de combustible que tienen márgenes de diseño diferentes para potencia crítica y régimen de generación de calor lineal.

Específicamente, una primera parte de la recarga de núcleo se selecciona de paquetes de barra de combustible que tienen un margen de potencia crítica relativamente alto y un margen de generación de calor lineal relativamente más bajo. Una segunda parte de la recarga de núcleo se selecciona de los paquetes de barra de combustible que tienen un margen de generación de calor lineal relativamente alto y un margen de potencia crítica relativamente bajo. La distribución de los paquetes de barra de combustible de carga en todo el núcleo del reactor ocurren como una función del margen de potencia crítica y el margen de régimen de generación de calor lineal. Específicamente, paquetes de barra de combustible que tienen el margen de potencia crítica alto se colocan a intervalos seleccionados en la porción central del núcleo cilíndrico. Los paquetes tienen un margen de generación de calor lineal alto se colocan en la región periférica del núcleo. Preferiblemente y sobre una base de diámetro, la tercera parte media del núcleo está entremezclada con carga de paquetes de barras de combustible incluyendo los paquetes de barras de combustible de margen de potencia crítica alta. La tercera parte exterior del núcleo está entremezclada con la carga de paquete de barras de combustible incluyendo el margen de régimen de generación de calor lineal alto. Se produce una carga del núcleo global que tiene una potencia lograda por la práctica de la técnica anterior de utilizar un diseño de margen uniformemente distribuido en todo el núcleo.

Inventor(es) :

RICHARD ARTHUR
WOLTERS, JR., ROLAND OTTO JACKSON

Solicitante(s) :

GENERAL ELECTRIC COMPANY.

CAPIVULO

4

Patentes registradas oficialmente en el Instituto Mexicano de la
Propiedad Industrial (IMPI), sobre Energía Nuclear creadas en
México

Patente: 156335.
Día de Expedición: 9 de Agosto de 1980.
Solicitud: 192008 de Patente.
Fecha legal: 26 de Marzo de 1982.
Hora: 1:41 P.M.
Invento: Reactor térmico para la fusión total de materiales
en polvo para la fabricación de cemento.
Inventor: Ing. Federico de los Santos.
Nacionalidad: Mexicana.
Titular: Federico de los Santos.
Nacionalidad: Mexicana.
Ciudad y País de residencia del titular: México, D.F., México.
Clase: 18-3

Reactor Térmico para la fusión total de materiales en polvo para la fabricación de cemento.
Inventor: Ing. Federico de los Santos, mexicano, con domicilio
en Villa Olímpica, Edificio 17, Depto. 302, México 22, D.F.

EXTRACTO

Se describe un reactor térmico para la fusión total de materiales en polvo para la fabricación de cemento, que comprende esencialmente una cámara mezcladora de aire y polvos, dentro de la cual se dispone un mezclador centrífugo que recibe y mezcla una corriente de aire y una corriente de polvo micronizado, una cámara de combustión, en cuya parte superior se dispone de un ducto para recibir la corriente mezcladora de aire y polvo, un quemador de combustible situado en la cámara de combustión y concéntricamente a la salida de dicho ducto, un alojamiento que aloja a dicha cámara de combustión concéntricamente a la misma, un precalentador de aire dentro de dicho alojamiento, la parte inferior de dicha cámara de combustión siendo abierta, así como el extremo inferior del alojamiento, de modo que los gases de combustión salen de la cámara hacia abajo y regresan hacia arriba entre cámara y pared del alojamiento para ceder calor al precalentador de aire, en tanto que el material pulverulento fundido sale hacia abajo de dicho alojamiento, y un tanto de agua fría para enfriar súbitamente dicho material pulverulento fundido.

CAMPO DE LA INVENCIÓN

La presente invención se refiere a un reactor térmico para la fusión total de materiales en polvo para la fabricación de cemento y, más en particular, está relacionada con un reactor térmico para la fusión total de los componentes del cemento, alimentados en forma de polvo a dicho reactor.

ANTECEDENTES DE LA INVENCIÓN

Como es bien sabido, en los procedimientos para la elaboración de cemento normalmente se parte de materiales de cal y sílice, que primeramente se funden de manera parcial para formar el material sinterizado o concrecionado que se denomina clínquer, pero sin llegar a una fusión total, toda vez que dicha fusión había sido considerada hasta ahora como inconveniente, por virtud que la fusión total requería mayores temperaturas que el concrecionado o fusión parcial de las partículas de los componentes del cemento y la creencia errónea de que se obtenía una menor resistencia de materiales en los hornos y ciertas otras desventajas de carácter técnico de difícil resolución.

En la solicitud de patente copendiente que se tramita bajo el número de expediente 106,357, presentada el 13 de Marzo de 1961 a nombre del mismo solicitante, se describe y reivindica un procedimiento mejorado para la fabricación de cemento, que requiere la fusión total de las partículas los componentes del cemento, para llevar a cabo su cometido de proveer una planta sumamente compacta y de alta capacidad, para la fabricación de cemento. Sin embargo, hornos eficientes para la fusión total de los componentes del cemento no existían en la técnica anterior y, por consecuencia, con el advenimiento de dicho procedimiento que utiliza materiales en fusión total, se ha hecho necesario el diseño de hornos de tipo especial, para lograr la fusión total de las partículas de los componentes del cemento, sin que tales partículas se aglomeren y formen masas inoperantes en el resto de las operaciones que deben realizarse para la fabricación del cemento.

Por lo tanto, la presente invención provee una solución definitiva para este tipo de problemas, que no se habían considerado como indispensables en la técnica anterior.

BREVE RESUMEN DEL OBJETO

Teniendo en cuenta los defectos de la técnica anterior en relación con los procedimientos para la fusión de materiales en polvo y en particularmente para la fusión de los componentes del cemento, es un objeto de la presente invención proveer un reactor térmico de características sumamente sencillas y sin embargo, de alta eficiencia, para la fusión total de materiales en polvo en general y los componentes pulverulentos del cemento en lo particular.

Es un objetivo de la presente invención proveer un reactor térmico del carácter anteriormente señalado, que realice tal fusión sin conglomerar las partículas del cemento, obteniéndose un material en partícula fina después de realizado el procedimiento.

El reactor térmico logrará la fusión total de los componentes pulverulentos del cemento y su enfriamiento posterior para formar un material en forma de vidrio y no de cristal, a fin de proveer las mejores características de segmentación.

DESCRIPCIÓN BREVE DE LAS DIBUJOS

Los aspectos novedosos que se consideran característicos de la presente invención se establecerán con particularidad en la reivindicación anexa; sin embargo la invención misma, tanto lo que hace a su organización como su método de operación, conjuntamente con otros objetos y ventajas de la misma se comprenderá mejor en la siguiente descripción de una modalidad específica cuando se lee en relación con los dibujos acompañantes, en los cuales:
La figura 1 es una vista diagramática, en corte seccional transversal y en elevación, de un reactor térmico construido de conformidad con la presente invención, y
La figura 2 es una vista en planta, esquemática, del mezclador centrípeto del reactor.

DESCRIPCIÓN DETALLADA

Haciendo ahora referencia más particular a los dibujos que se acompañan, en ellos se muestra un reactor térmico para la fusión total de materiales en polvo y particularmente para la fusión total de los materiales pulverulentos componentes del cemento, para realizar la fusión total de los mismos y su vitrificación posterior.

El cual comprende esencialmente un alojamiento exterior, cilíndrico y vertical, indicando generalmente por medio del número de referencia 1, que remata en su parte inferior con una porción tronco cónica 19 que tienen una boca inferior abierta 3, en tanto su parte superior, remata en una porción troncoconica 22 que desemboca en un ducto o chimenea 2 para el escape de gases de combustión según se describirá con mayor detalle más adelante, a fin de formar un alojamiento total para todos los elementos que forman el reactor de la presente invención.

Interiormente al mencionado alojamiento 1, y situado en la mitad inferior del mismo, se encuentra concéntricamente dispuesta una cámara de combustión indicada generalmente por medio del número de referencia 4, que consta de una porción cilíndrica 5 que se abre hacia abajo totalmente en la boca 3, y una porción troncoconica 23 que se proyecta hacia arriba e inclinadamente hacia un lado, mediante un ducto cilíndrico 6 que atraviesa diagonalmente la pared cilíndrica del alojamiento externo 1, disponiéndose la extremidad exterior del ducto 6 de la cámara de combustión 4, una cámara mezcladora 7 que tienen un ducto de entrada 12 para aire primario de combustión y un ducto de emisión trece para materiales pulverulentos, respectivamente, así como un mezclador centrípeto 14, que recibe los gases a muy alta velocidad y hace que los materiales pulverulentos, generalmente arrastrados de manera neumática a través del ducto 13, se mezclen íntimamente con el aire primario de combustión que entra a través del ducto 12 a la cámara mezcladora 7, formando dicho mezclador centrípeto 14 ambas corrientes a mezclarse íntimamente y salir expulsadas con una presión muy elevada, a través del ducto 6, en tanto que se disponen en la salida de dicho ducto 6, particularmente en la sección correspondiente a la porción troncoconica 23 de la cámara de combustión 4, una boquilla quemadora de combustible 18 que arroja combustible hacia la porción cilíndrica 5 de la cámara 4 siendo dicho combustible alimentado a través de la tubería 15 concéntricamente dispuesta tanto al mezclador centrípeto 14 como al ducto conductor 6, para lograr así una mezcla íntima y que este impulsada a gran presión, entre el aire primario de combustión, el combustible y los materiales en polvo alimentados respectivamente por el tubo 15, el ducto 12 y la admisión 13.

El combustible es alimentado normalmente por medio de una bomba 17 adecuada, de alta presión y velocidad a través de una tubería 16 que lleva hacia el conducto 15 que lo expulsa a través de la boquilla 18 hacia la porción cilíndrica 5 de la cámara de combustión 4.

El aire primario de combustión, por su parte es generalmente expulsado por medio de un ventilador o bomba adecuado 11 que impulsa aire a través de la tubería 10, y se provee un serpentín precalentador 9 dentro del alojamiento 1 y en la mitad superior del mismo.

Para que a través del mismo pase la corriente de aire primario de combustión alimentada por la línea 10 para pasar a través de todo el serpentín 9 y salir por el ducto 12 que lo lleva a la cámara de mezclado 7, según se ilustra claramente por medio de las flechas indicativas de la figura.

El combustible que se quema en la boquilla 18, provoca una especie de bola de fuego que funde instantáneamente los materiales pulverulentos arrastrados con gran velocidad y presión hacia la porción cilíndrica 5 de la cámara de combustión 4 por el ducto 6, y los gases de combustión salen por la boca 8 de la cámara 4, fluyendo hacia arriba por el interior del alojamiento 1, para bañar continuamente el serpentín 9, que de tal suerte hace las veces de precalentador de aire para calentar adecuadamente a una temperatura relativamente elevada, el aire primario de combustión anteriormente señalado.

Los gases de combustión continúan su camino hacia arriba, para salir a través de la chimenea 2 tal como se muestra en las flechas de la figura por su parte, los materiales pulverulentos, que han sido instantáneamente fundidos de manera total por el fuego provocado por el quemador 18, caen hacia afuera de la boca 5 de la porción cilíndrica de la cámara 4 y de ahí salen por la boca abierta 3 del alojamiento 1 proveyéndose un tanque de agua 21, que tienen un baño de agua fría 20 en el cual se recibe el material fundido que sale a través de la boca 3 del alojamiento, con lo que dicho material se enfría de una manera sumamente violenta para provocar la formación de un material pulverulento en forma de vidrio y no de cristal, a fin de lograr los propósitos de la presente invención que se verán más claramente evidentes de la explicación que continuará.

En el reactor de la presente invención, anteriormente descrito, por lo tanto, se pretende fundir totalmente los elementos componentes del cemento y posteriormente enfriarlos de manera súbita con objeto de lograr un vidrio de cemento y no un cristal, cosa que ocurriría de dejarlos enfriar lentamente.

La razón para lograr una fusión total de los elementos componentes del cemento es que con esta fusión se obtiene un cemento más homogéneo y de mayor resistencia. Por otra parte, el obtener un cemento vítreo, tal como es el propósito del aparato de la presente invención, obedece a que de esa manera el cemento no pierde sus cualidades aglutinantes o cementantes, ya que de adoptar la estructura cristalina no habría reacción hidráulica y tendría poder cementante el material así obtenido.

Como puede verse de lo anteriormente descrito, la principal característica del reactor es que, en la cámara de combustión el aire primario, el combustible y los componentes del cemento finamente molidos, se inyectan juntos a una gran presión para lograr la mayor atomización posible y, por lo tanto una combustión instantánea y perfecta, con la fusión total de los componentes del cemento.

Por lo tanto, la reacción térmica y química en el aparato es total e instantánea, cosa que lo diferencia notablemente de los hornos para cemento y para clínker, previamente conocidas, cuya fusión es parcial (sinterizado o concreción), evitando así el tiempo sumamente largo de permanencia en los suelos, que normalmente debe ser de 30 a 40 minutos de conformidad con la técnica anterior.

Es de hacerse notar que tanto el aire de combustión como el material molido y el combustible, salen a velocidades supersónicas, con el objeto de lograr una atomización perfecta una mejor combustión favorecida por el pequeño tamaño de todas las partículas y una mejor transferencia de calor y, por lo tanto, un mejor rendimiento al combustible empleador. Aún cuando el mezclador centrífugo indicado bajo el número 14 de la figura 1 de los dibujos puede ser de muchas formas distintas de acuerdo con la modalidad preferida de la misma se prefiere proveer un mezclador centrífugo 14 en la forma claramente ilustrada de la figura 2, que logra una mezcla sumamente homogénea utilizando el flujo de aire primario del ducto 12 a la cámara mezcladora 7, entrando a través de los álabes 24 del mezclador 14 los cuales están dispuestos circularmente de modo que dicho aire entre por la periferia de los álabes, guiado por la entrada tangencial 25 y voluta 26 de la cámara 7, y sea dirigido hacia el centro, estableciéndose un rápido movimiento centrífugo que obliga a mezclarse íntimamente los tres elementos, aire, polvo y combustible, para iniciar el encendido, a fin de proveer una combustión perfecta ya que tales elementos son pulverizados de una manera sumamente perfecta y son fundidos en su totalidad mediante el auxilio del quemador 18 dotado en la extremidad del ducto 6, tal como anteriormente se describió.

Aún cuando en lo anterior se ha descrito y mostrado una modalidad específica de la presente invención, debe hacerse hincapié en que se hace posible muchas modificaciones intrínsecas a la misma. Por lo tanto, no debe considerarse como limitada la presente invención, excepto por lo que se ha exigido por la técnica anterior y por el contenido de las reivindicaciones anexas.

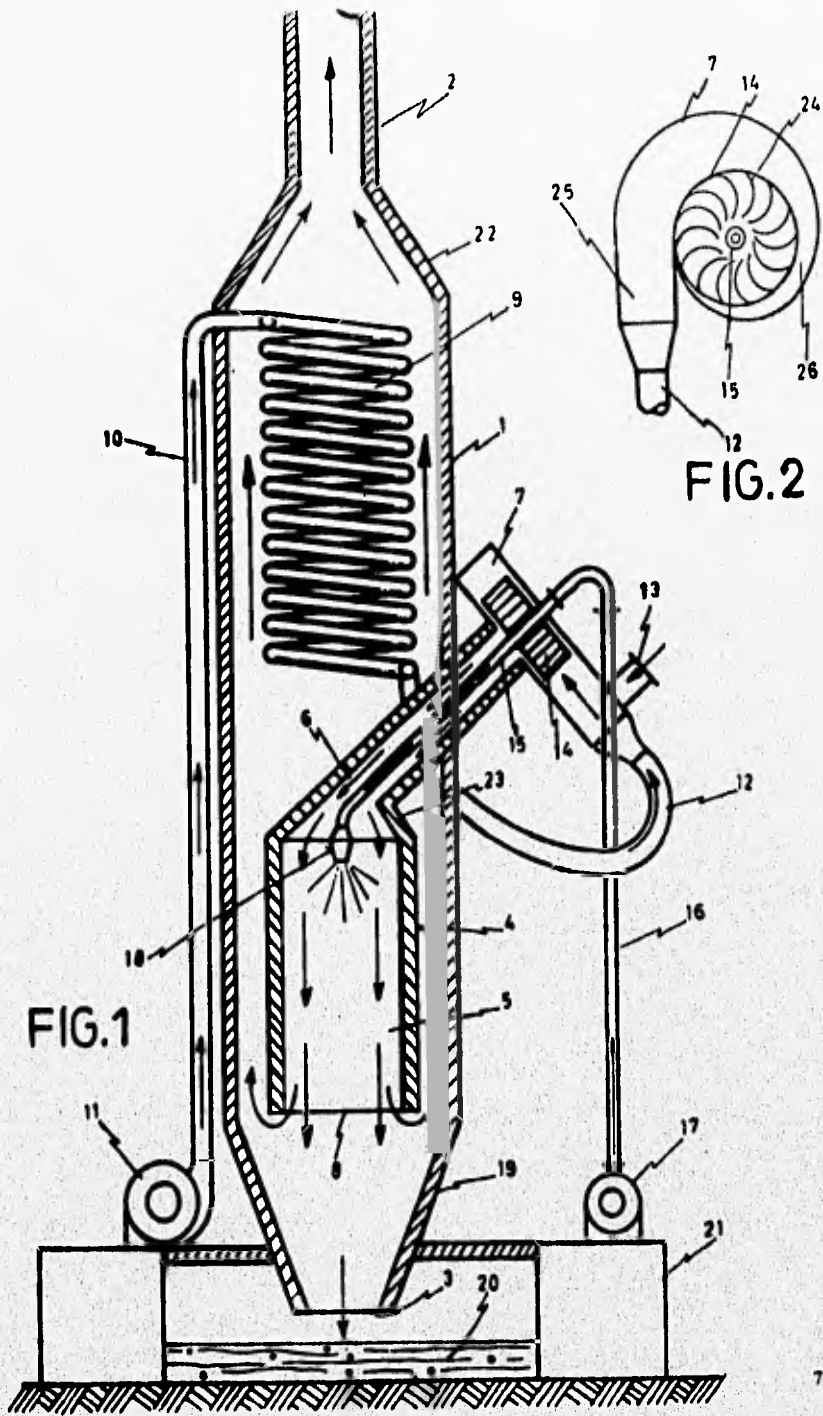
NOVEDADES DE LA INVENCIÓN, REIVINDICACIONES

1º Un reactor térmico para la fusión total de materiales en polvo para la fabricación de cemento, caracterizado por la asociación de una cámara mezcladora de aire y polvo, un mezclador centrífugo situado dentro de la cámara mezcladora y adaptado para recibir y mezclar una corriente de aire y una corriente de polvo micronizado; una cámara de combustión, en cuya parte superior se dispone un ducto para recibir la corriente mezclada de aire y polvo; un quemador de combustible situado en la cámara de combustión y concéntricamente a la salida de dicho ducto; un alojamiento externo que aloja dicha cámara de combustión, situado concéntricamente a la misma y extendiéndose hacia arriba para formar una zona de precalentamiento; un precalentador de aire dentro de la zona de precalentamiento de dicho alojamiento; el extremo inferior de dicha cámara de combustión siendo abierto, así como el extremo inferior del alojamiento, a modo que permitir que los gases de combustión salgan de la cámara de combustión hacia abajo y regresen hacia arriba entre cámara y pared de alojamiento, para ceder calor al precalentador de aire, en tanto que el material pulverulento fundido salga hacia abajo por el extremo inferior abierto de dicho alojamiento; y un tanque de agua fría situado directamente bajo el extremo inferior abierto del alojamiento, a fin de recibir y enfriar súbitamente el material pulverulento fundido descargado por el extremo inferior del alojamiento.

2º De conformidad con la reivindicación 1, caracterizado además porque dicha cámara cilíndrica situado en la mitad inferior del alojamiento, el cual también es cilíndrico, y porque dicho precalentador de aire primario de combustión es un serpentín situado en la mitad superior del alojamiento, en la ruta que siguen los gases de combustión que salen por debajo de la cámara de combustión, para intercambiar calor con los mismos.

3º De conformidad con cualquiera de las reivindicaciones precedentes, caracterizado además porque dicha cámara mezcladora es de forma voluta aplana, y dicho mezclador es de forma centrífugo colocado dentro de la cámara mezcladora, dicho mezclador consistiendo en una pluralidad de álabes dirigidos circularmente hacia el centro, para operar a base de una corriente de aire a gran velocidad que se introduce a través de dichos álabes guiado por la voluta y crea una fuerza centrífuga que mezcla íntimamente con el mismo polvo alimentado a dicha cámara.

4º Caracterizado además porque dicho quemador de combustible es alimentado por medio de un tubo que pasa concéntricamente al centro de dicho mezclador centrífugo, para que el combustible viaje a la misma dirección que los gases, a fin de mezclar el combustible con la corriente de aire y el polvo micronizado, y lograr así una mejor mezcla, combustión y fusión.



Patente: 5400.
Día de expedición: 12 de Agosto de 1983.
Solicitud: 100476 de Reg. de Certificación de Invención.
Fecha legal: 25 de Marzo de 1980.
Hora: 10:10 A.M.
Invento: Procedimiento mejorado para la obtención de Bromobenceno marcado con Bromo-82 por transición Isomérica.
Inventor: Luz Alicia Fucugauchi, Alfonso Mondragon Alberto Rodríguez.
Nacionalidad: Mexicana los dos primeros y Peruana el último.
Titular: Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares.
Nacionalidad: Mexicana.
Ciudad País de residencia del titular: México, D.F., México.
Clase: 07-8.

Procedimiento mejorado para la obtención de bromobenceno marcado con Bromo-82 por transición isomérica

RESUMEN DE LA INVENCIÓN

La invención consiste en un nuevo método de producción de bromobenceno marcado con bromo-82, empleando bromo molecular de composición isotópica natural, irradiándolo en un reactor nuclear con neutrones térmicos para producir bromo-82 metaestable y bromo-82. El método se basa en aprovechar tanto los efectos químicos que produce la reacción nuclear denominada transición isomérica del bromo-82 metaestable al decaer a bromo-82 en un medio líquido orgánico, por ejemplo como la reacción fotoquímica se efectúa entre el mismo benceno y el bromo-82, que también se produce en el reactor nuclear. La combinación de estos dos efectos: nuclear y fotoquímico en un medio orgánico (que puede ser benceno) produce bromobenceno marcado con bromo-82. La presencia de catalisadores aumenta el rendimiento de la reacción.

UTILIZACIÓN DE LA INVENCIÓN

El bromobenceno marcado con bromo-82 es un trazador particularmente adecuado para detectar fugas en oleoductos y en tuberías, ya que es miscible con diversos solventes orgánicos y derivados del petróleo.

El bromobenceno es compatible con la mayor parte de los procesos encontrados en refinerías y en operaciones de procesos petroquímicos. En las dosis en que se emplea normalmente, el bromobenceno no es un trazador venenoso que pudiera causar desviaciones en las reacciones esenciales del proceso que se está utilizando en una planta química. Por otra parte, el bromo-82 tiene una vida media de 35.6 horas, tiempo suficiente que permite la preparación, transporte y aplicación del bromobenceno marcado-82.

El método que tradicionalmente se ha utilizado para la obtención de bromobenceno marcado con bromo-82 consiste en utilizar bromuro de amonio irradiado con neutrones térmicos para obtener bromo-82 que después se hace reaccionar con benceno, proceso que requiere varias horas para efectuarse.

VENTAJAS DE LA INVENCIÓN

La invención tienen por objeto la producción de bromobenceno marcado con bromo-82, utilizando bromo molecular e irradiándolo en un reactor nuclear con un flujo aproximado de 2×10^{12} neutrones/cm²seg y haciendo uso de los efectos químicos que produce la transición isomérica al decaer el bromo-82, en un líquido orgánico, en este caso, benceno. Si la reacción se lleva a cabo en presencia de luz, el bromo-82 que también se produce en un reactor nuclear, reacciona con el benceno. La combinación de estos dos efectos, nuclear y fotoquímico produce bromobenceno marcado con bromo-82. La presencia de catalizadores aumenta la eficiencia de la reacción.

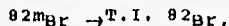
VENTAJAS SOBRE LA TÉCNICA

1º El método tradicional de obtención de bromobenceno marcado con bromo-82 se emplea bromuro de amonio como materia prima. El método cuya patente se pretende emplea bromo molecular.

2º En el método tradicional se hace reaccionar el bromuro de amonio marcado con bromo-82 con benceno, reacción que requiere varias horas para efectuarse. El método descubierto es sencillo y rápido.

3º En el método tradicional el rendimiento es bajo y, por lo tanto, es costoso. El método que se actual tienen un rendimiento muy alto (90%), es de gran pureza y, por lo tanto, más económico.

4º El método tradicional se efectúa una reacción química entre el benceno y el bromo-82 del bromuro de amonio irradiado. En el método descubierto, posteriormente a la irradiación, se efectúa otra reacción nuclear llamada transición isomérica (T.I.):



En esta reacción nuclear es selectiva y permite fijar el bromo-82 en el benceno al estabilizarse químicamente además de que, el bromo-82 que también se produce en el reactor nuclear reacciona con el benceno por medio de una reacción fotoquímica.

5º El método tradicional no utiliza catalizadores. En el método que se propone se utiliza cloruro de aluminio como catalizador, aumentando el rendimiento de la reacción de 57% a 90%.

6º En el método tradicional, el bromo inorgánico queda libre. En el método descubierto el bromo inorgánico se extrae con una solución de sulfito de sodio 0.2 M y utilizando bromuro de potasio como portador.

DESCRIPCIÓN DE LA INVENCIÓN

La invención consiste en un nuevo método de producción de bromobenceno marcado con bromo-82, empleando bromo molecular de composición isotópica natural, irradiándolo en un reactor nuclear con neutrones térmicos para producir bromo-82 metaestable y bromo-82. El método se basa en aprovechar tanto los efectos químicos que produce la transición isomérica del bromo-82 metaestable al decaer a bromo-82 en un medio líquido orgánico, por ejemplo benceno como también la reacción fotoquímica que se efectúa entre el mismo benceno y el bromo-82, que también se produce en el reactor nuclear. La combinación de estos dos efectos: nuclear y fotoquímica en un medio líquido orgánico (que puede ser benceno) produce bromobenceno marcado con bromo-82.

1º El bromo molecular de 99.7% de pureza se sella al vacío en una ampollita de vidrio pirex, a temperatura ambiente.

2º Se irradia la ampollita que contiene el bromo con neutrones térmicos en un reactor nuclear ordinario con un flujo de neutrones por ejemplo de $2 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{seg.}$, con objeto de producir suficiente bromo-82 metaestable y también bromo-82. La irradiación se hace durante 30 segundos manteniendo la temperatura de la ampollita que contiene el bromo a 20°C ó menos a presión atmosférica.

3º Se rompe la ampollita en un recipiente que contenga benceno, pero puede utilizarse también tetracloruro de carbono o n-propano, obteniéndose las correspondientes compuestos de bromo marcados con bromo-82.

4º Se deja caer el bromo-82 metaestable y, por efecto de la reacción nuclear llamada transición isomérica, el bromo-82 se estabiliza químicamente en el seno del benceno formando bromobenceno marcado con bromo-82.

5º Por otra parte, el bromo-82, que también se produce en el reactor nuclear al irradiar el bromo molecular, reacciona con el benceno en presencia de la luz, dando el mismo producto.

6º se agrega el catalizador, que puede ser cloruro de aluminio y se deja reaccionar la mezcla de benceno y de bromo molecular radiactivo durante dos horas, exponiéndolo a la luz de una lámpara con filamento de tungsteno de 300 watts.

7º El bromo inorgánico que no reacciona con el benceno se extrae con una solución de 0.2M de sulfito de sodio y utilizando bromuro de potasio como portador.

CONCLUSIONES

El estudio actual de la tecnología en el campo nuclear, nos da una pauta para poder comprender como se encuentra la energía nuclear en el mundo y en nuestro país. Hoy más que nunca el crecimiento demográfico trae como consecuencia, en el caso de México, que día a día se muestre el aumento de energía, por lo tanto, es pertinente ir considerando $Y/\%$ pensando cuales son las fuentes de energía que pueden ser útiles en nuestro país. Sin embargo ya es tiempo que la energía nuclear sea empleada en su totalidad, esta nos puede acarrear un ahorro enorme (económicamente hablando), por las siguientes apreciaciones que considero. En primer término que los recursos naturales en México son grandes (hablemos de Uranio como Materia elemental indispensable), también que la misma naturaleza que tenemos a nuestro alrededor nos brinda esa oportunidad.

Otro punto de relevancia es el ahorro descomunal de miles de barriles de petróleo y gas que diariamente se destinan para el sector eléctrico. Y como tercer punto que es momento oportuno para educar a la gente con respecto a las plantas nucleares, que se entienda que con ellas su propósito no es bélico y no representan un peligro constante, sino lo contrario que es una fuente real de energía que siendo bien aprovechadas y utilizadas generan electricidad de un modo confiable, seguro y económico. Por lo tanto, la planta nucleoelectrica Laguna Verde (México) tiene un lugar importante en el sistema eléctrico nacional.

Debemos de recordar que tanto el petróleo y el gas han sido en México una importante fuente primaria de energía, aun contando con reservas importantes de hidrocarburos no debemos hacernos a la idea que estas podrán ser usadas durante muchas décadas para la producción de electricidad, a no ser como medidas tácticas para la utilización de excedentes temporales. Consideremos que en los próximos decenios tendremos que imponer serias limitaciones en el uso de combustibles tradicionales y en particular la prohibición de la generación de electricidad a partir de carbón, hidrocarburos ó madera. por lo anterior viene a colaborar al fuerte crecimiento que hay en la actualidad en la concentración de dióxido de carbono en la atmósfera y por los efectos que ese aumento pudiera tener con el clima. Creo por ello que son suficientes causas por lo que es lapso en que busquemos substitutos oportunos que nos ayuden a terminar con estos males que no sólo en nuestro país influyen y repercuten serios problemas a nuestras futuras generaciones, por ello propongo que la energía nuclear es una solución adecuada para futuros tiempos.

Llego a la conclusión de que entre los energéticos primarios sólo el uranio y el carbón constituyen hoy recursos durables con tecnologías probadas para la generación eléctrica. Si la experiencia de lo ocurrido con otros energéticos nos sirva de pauta en México como en el resto del mundo, así la utilización de la energía nuclear seguirá aumentando hasta que una nueva fuente de energía nuclear aparezca y eventualmente la sustituya. De cualquier modo, se puede prever un papel importante de las plantas nucleoelectricas por lo menos hasta fines del siglo próximo.

APPENDICE

G L O S A R I O

Accidente máximo creíble.- El accidente más grave que se puede imaginar en el funcionamiento del reactor, que consiste en la pérdida súbita del refrigerante del núcleo y contra el cual se diseñan varios sistemas redundantes de emergencia.

Actividad.- Es el número de desintegraciones por unidad de tiempo de una fuente de radiación; es una medida del nivel de decaimiento.

Agua ligera.- El agua ordinaria H_2O , que sirve de refrigerante y moderador en el tipo de reactores que llevan su nombre.

Agua pesada.- La molécula en mayor proporción de esta agua está formada por dos átomos del isótopo deuterio del hidrógeno y uno de oxígeno D_2O .

África de almacenamiento del combustible.- El depósito lleno de agua donde se dejan reposar los combustibles irradiados para que su nivel de actividad se reduzca; normalmente se encuentra contigua al reactor.

Átomo.- La parte más pequeña en que puede existir un elemento como tal.

Autorregulación.- Así se denomina a la característica seguridad inherente que tienen los reactores de agua ligera que consiste en oponerse a cambios de temperatura en el combustible.

Barra de control.- Los dispositivos utilizados para controlar la potencia de un reactor nuclear, regulando la reacción en cadena al absorber neutrones que normalmente producirán en el combustible.

Barra de seguridad.- Son las barras que tienen por función entrar inmediatamente en el núcleo del reactor, deteniendo la reacción en cadena cuando se detecta una emergencia.

Barrera.- Cualquier barrera que se interpone para proteger a los trabajadores, áreas de trabajo o equipos y sistemas, de la radiación ionizante.

Barrera biológica.- Es el material interpuesto entre un material radioactivo y un ser viviente, para eliminar o reducir los efectos biológicos de la radiación.

Calentador.- Vaso a baja presión que aloja al moderador de los reactores de agua pesada tipo candu.

Ciclo de combustible.- El conjunto de transformaciones que sufre el combustible nuclear desde la extracción del mineral que contiene uranio o torio, pasando por la concentración, enriquecimiento en su caso, fabricación de elementos combustibles, quemando en el reactor y termina con el reprocesamiento.

Combustible gastado.- El combustible que ha sido utilizado en el reactor que contiene productos de fisión, por lo general altamente radioactivos, plutonio y uranio; a veces se le denomina irradiado.

Combustible irradiado.- con frecuencia sinónimo de combustible gastado.

Combustible nuclear.- Los materiales nucleares cuyos núcleos se dividen bajo la acción de un flujo de neutrones lentos o rápidos; los más importantes son el uranio natural, el uranio enriquecido en el isótopo, U-235, el plutonio-239 y el uranio-233; este combustible sirve para generar energía fundamentalmente térmica dentro del reactor nuclear.

Concentración.- La etapa del ciclo del combustible donde se aumenta la proporción del uranio que se extrae de las minas, del 0.2% hasta el 5% aproximadamente para formar la torta amarilla.

Contaminación.- La manera como la radiación ionizante alcanza al ser humano ya sea por contacto en la superficie del cuerpo, inhalación, ingestión, o bien, a través de una herida; con frecuencia se le llama irradiación interna.

Contaminación física.- La diseminación involuntaria de material radioactivo hacia los equipos, sistemas y medio ambiente.

Contenedor biológico.- La envolvente hermética que cubre las posibles fuentes de radiación, para proteger a los trabajadores, público en general y medio ambiente, del daño biológico.

Contenedor primario.- La envolvente hermética que rodea el sistema nuclear de generación de vapor y que confina las partículas peligrosas que se producen en el combustible; con frecuencia se le llama contenedor biológico primario.

Contenedor secundario.- La envolvente a menudo hermética, que cubre al contenedor primario y a los sistemas auxiliares del reactor; a veces es el edificio del reactor mismo.

Crítica.- La condición en un reactor nuclear, en la que la reacción en cadena en el combustible se sostiene por sí sola a un nivel constante.

Curie.- La unidad de intensidad de decaimiento radioactivo que equivale a 3.7×10^{10} desintegraciones por segundo; existe hoy en día otra unidad que la está substituyendo denominada becquerel, que equivale a 1 desintegración por segundo.

Decaimiento radioactivo.- La transformación espontánea de un núcleo de un estado excitado a otro equilibrio, o bien, en otro núcleo diferente, teniendo como característica en ambos casos la emisión de partículas atómicas o fotones electromagnéticos.

Defecto de masa.- La cantidad de masa en el que un núcleo atómico difiere de la suma de sus partículas nucleares por separado; es equivalente a una cierta cantidad de energía de unión que asegura la cohesión del núcleo del átomo.

Desechos radioactivos.- Los materiales y equipos radioactivos del reactor para los cuales no hay uso posterior y se consideran desperdicios.

Desintegración radioactiva.- sinónimo de decaimiento radioactivo.

Deuterio.- Isótopo del hidrógeno cuyo núcleo tiene un protón y un neutrón simbolizado por D; se le conoce también como hidrógeno pesado.

Dosímetro.- El medidor de la cantidad de radiación absorbida.

Dosis.- La cantidad de energía de la radiación absorbida, o bien, simplemente la cantidad de radiación absorbida.

Dosis absorbida.- La cantidad de energía absorbida por unidad de masa de material cuando la radiación pasa a través de la materia y su unidad es la rad.

Dosis absorbida equivalente.- La dosis absorbida modificada por los distintos efectos biológicos que producen las diversas radiaciones; es igual a la dosis absorbida en rads multiplicada por un factor de calidad; la unidad es el rem.

Dosis de exposición.- La cantidad de radiación gama o "X", medida puntualmente en el aire y su unidad es el roentgen "R".

Dosis letal media.- La cantidad de radiación que absorbida por una población provocaría la muerte a la mitad de ella; aproximadamente equivale a una dosis a todo el cuerpo en 500 rads.

Dosis máxima permisible.- La dosis de radiación que puede recibir un individuo en un periodo de tiempo determinado, sin que provoque algún efecto nocivo detectable.

Dosis proporcional.- Es la dosis absorbida por unidad de tiempo; en inglés se llama dose rate.

Economía de neutrones.- la utilización efectiva de los neutrones con una pérdida mínima, debida principalmente a las fugas o a la captura parásita.

Efectos biológicos.- La reacción a nivel celular de la interacción de la radiación con los metales vivientes.

Efectos genéticos.- Los que se manifiestan en la descendencia del individuo irradiado.

Efectos somáticos.- Los que aparecen en el cuerpo de una persona expuesta a la radiación.

Efluentes.- El fluido líquido o gaseoso que se derrama de una fuente en un lugar determinado.

Electrón.- La partícula fundamental de la materia que tiene carga eléctrica negativa; los electrones están alrededor del núcleo y determinan las propiedades químicas del átomo.

Elemento.- Una substancia básica formada por una familia de isótopos que no pueden dividirse por medios químicos.

Elemento combustible.- El conjunto del reactor por medio del cual se introduce en su núcleo el combustible nuclear.

Encamisado.- Los tubos herméticos que alojan al combustible nuclear y sirven de primer contenedor de las partículas peligrosas generadas en el combustible.

Energía de unión.- La energía que mantiene la cohesión del núcleo.

Energía nuclear.- La energía almacenada dentro del núcleo del átomo; esta puede ser liberada con un reactor nuclear o por desintegración radioactiva.

Enriquecimiento.- La etapa del ciclo del combustible de reactores de agua ligera donde se aumenta artificialmente la concentración, en el uranio natural del isótopo fisionable U-235.

Envenenamiento por productos de fisión.- La captura de neutrones por los productos de fisión, provocando una disminución en la radioactividad del reactor.

Exceso de reactividad.- La reactividad positiva o negativa necesaria para obtener la condición de criticidad en un reactor nuclear.

Excitación.- Una consecuencia de la interacción de la radiación con la materia, que consiste en la elevación del nivel energético de los núcleos o electrones orbitales, provocando la emisión de radiación gama o radiación X, respectivamente.

Factor de calidad.- El factor por el cual hay que multiplicar las dosis absorbidas, para obtener las dosis absorbidas equivalentes.

Factor de multiplicación.- La razón del número de neutrones de fisión de una generación al número de neutrones de la generación anterior.

Fisión nuclear.- La fragmentación de un núcleo pesado provocada bajo ciertas condiciones por un neutrón, que da como resultado la formación de dos o más núcleos nuevos que se separan a gran velocidad 2.5 neutrones en promedio y la liberación de energía que aparece en forma de calor.

Fotones electromagnéticos.- Paquetes de energía en forma de ondas electromagnéticas que constituyen la radiación gama y X.

Fragmentos de fisión.- Los núcleos nuevos de masa mediana que se forman con cada fisión nuclear.

Fusión nuclear.- La unión de dos núcleos ligeros para formar uno o más pesados, trayendo como consecuencia una liberación de energía.

Garantía de calidad.- El conjunto de acciones planeadas y sistemáticas que tienen por objeto el asegurar que la central se diseña, se construye y se opera, dentro de un marco de seguridad a través del control minucioso que se ejerce en todo momento y a todos los niveles.

Generadores de vapor.- Los intercambiadores de calor en los reactores, constituidos normalmente por manojos de tubos en cuyo interior circula el refrigerante a alta presión y al exterior de ellos el agua se vaporiza.

Ionización.- Una consecuencia de la interacción de la radiación con la materia y consiste en la separación de un átomo eléctricamente neutro en dos o más partes cargadas.

Irradiación externa.- Una forma en que la radiación alcanza al hombre al situarse en la trayectoria de la radiación emitida por substancias radioactivas que se localiza fuera de él.

Irradiación interna.- Sinónimo de contaminación.

Isótopos.- Los átomos del mismo elemento que difieren entre ellos por el distinto número de neutrones.

Isótopo estable.- Aquel isótopo de algún elemento que está en un estado energético de equilibrio.

Isótopo radiactivo.- El isótopo de un elemento en un estado energéticamente inestable que se estabilizará espontáneamente emitiendo radiación.

Masa atómica.- La suma de las masas de los constituyentes del átomo expresados en unidades atómicas de masa y simbolizada por la letra A.

Masa crítica.- La cantidad mínima de material fisionable con la cual se puede mantener la reacción en cadena en el núcleo del reactor.

Materia fértil.- Aquel que con la captura de un neutrón se transforma en materia fisionable.

Materia fisionable.- El que puede fisionarse por la captura de neutrones lentos o rápidos.

Materia nuclear.- Aquel que por su impotencia, cuando se aplican salvaguardias, hay que contabilizar, contener y vigilar.

Materia radiactivo.- El que emite espontáneamente radiación de cualquier tipo.

Moderador.- El material usado en los reactores térmicos para frenar los neutrones, con el objeto de aumentar la probabilidad de fisión.

Molécula.- Un grupo de átomos ligados por enlaces de tipo químico; mínima cantidad de un compuesto químico que mantiene las características de la especie.

Monitorio.- La utilización de instrumentos apropiados para medir el nivel de radiación en cualquier lugar.

Neutrón.- Una partícula fundamental de la materia que tiene una masa aproximada a la del protón y carga eléctrica nula.

Neutrones lentos.- Neutrones que tienen una energía que corresponde a la energía térmica de las moléculas del uranio a la temperatura ambiente neutrones con energías de 0.025 eV.

Neutrones rápidos.- Neutrones que tienen energías mayores de 0.1 Mev, que se usan sin una disminución deliberada de su velocidad para producir nuevas fisiones.

Neutrones térmicos.- Sinónimo de neutrones lentos.

Núcleo.- La parte central de un átomo cargada positivamente, donde está concentrada casi toda su masa y está constituido por neutrones y protones.

Núcleo del reactor.- Aquella parte del reactor donde se encuentran los elementos combustibles y normalmente el moderador.

Nucleón.- Cualquier componente atómico; protón o un neutrón.

Número de masa.- El entero más cercano al peso atómico de un elemento y representa el número total de nucleones en el núcleo.

Partícula.- Un pequeño constituyente de la materia; nucleares; neutrones o protones; atómicas; electrones, neutrones o protones.

Partículas alfa.- Producto de decaimiento que consiste de un núcleo de un átomo de helio; 2 protones y 2 neutrones.

Partículas atómicas.- Por lo general electrones, neutrones o protones.

Partículas beta.- Producto de desintegración radioactiva que consiste de electrones energéticos.

Plutonio.- Pu; elemento radiactivo metálico cuyo isótopo 239 es fisionable y se produce a partir de la irradiación neutrónica del uranio-238.

Presurizador.- El dispositivo del sistema de enfriamiento de un reactor para mantener la presión de operación que se requiere.

Productos de activación.- Aquellos a los que se ha inducido radioactividad por la irradiación de neutrones que se liberan en cada reacción de fisión.

Productos de decaimiento.- Los que se producen al llevarse a cabo una transformación espontánea de un núcleo excitado a otro estable.

Productos de fisión.- Los núcleos nuevos que se forman al fisionarse los núcleos del combustible y por lo general, son altamente radioactivos.

Protección radiológica.- Las medidas que se toman para proteger a los trabajadores de la radiación ionizante.

Protón.- La partícula fundamental nuclear cargada positivamente, que tiene una masa similar a la del neutrón.

Quemado en el reactor.- Etapa del ciclo del combustible nuclear en la que este se consume en el reactor con la irradiación de neutrones y liberando energía que aparece como calor.

Rad.- La unidad de dosis absorbida de radiación (radiation absorbed dose), que corresponde a una energía absorbida de 0.01 joules por kilogramo de materia.

Radiación.- La emanación de partículas atómicas o fotones electromagnéticos de una fuente que puede ser un material natural o artificial.

Radiación alfa.- La que está constituida por núcleos de átomos de helio; dos neutrones y dos protones; tienen doble carga positiva.

Radiación beta.- Está formada por electrones y tiene una carga negativa.

Radiación cósmica.- Formada por radiación electromagnética y partículas de alta energía que se forma fuera de la atmósfera de la tierra.

Radiación electromagnética.- La que está constituida por fotones o paquetes energéticos en forma de ondas electromagnéticas; ésta puede ser gamma o X.

Radiación gamma.- La electromagnética que se produce en el núcleo atómico.

Radiación natural.- La radiación a que está expuesto en todo momento que incluye la cósmica, la que proviene del suelo, la de los materiales de las viviendas y la del cuerpo humano.

Radiación neutónica.- La constituida por neutrones energéticos.

Radiación X.- La radiación electromagnética que se produce en las órbitas electrónicas.

Radiactividad.- El mecanismo de desintegración espontánea de ciertos isótopos, que se hace patente por la emanación de partículas atómicas y/o de fotones electromagnéticos.

Radiografía.- La aplicación de la radiación ionizante para la producción de imágenes sombreadas en una película fotográfica.

Reacción en cadena controlada.- El proceso en el que el número de neutrones producidos en una fisión nuclear de una generación es igual al de la precedente; de esta manera la reacción se mantiene por sí sola sin que se extinga ni crezca.

Reactividad.- La medida de la desviación de un reactor nuclear de la condición de criticidad.

Reactor avanzado de grafito-gas.- El reactor térmico que utiliza dióxido de carbono como refrigerante y grafito como moderador; el combustible es óxido de uranio enriquecido; AGR(advanced gas cooled reactor).

Reactor de agua hirviendo.- El reactor térmico que utiliza uranio enriquecido como combustible y el agua ligera como refrigerante y moderador, que hierve en el núcleo del reactor formado en la misma vasija el vapor que se enviará a la turbina; BWR(boiling water reactor).

Reactor de agua a presión.- El reactor térmico enfriado y moderado con agua ligera, pero que debido a la presión en el núcleo del reactor, el agua no hierve, logrando una temperatura alta; el calor se pasa a través de un intercambiador de calor a otro circuito, donde se forma el vapor; el combustible es uranio enriquecido, PWR(pressurized water reactor).

Reactor de agua ligera.- El tipo de reactor térmico que utiliza el agua ordinaria como moderador y refrigerante y uranio enriquecido como combustible. LWR(light water reactor); hay dos versiones principales: los de agua a ebullición y los de agua a presión.

Reactor de agua pesada.- El reactor térmico que usa el agua pesada como moderador y el refrigerante puede ser agua pesada o agua ligera; usa uranio natural como combustible; HWR(heavy water reactor).

Reactor de alta temperatura.- Reactor térmico que utiliza helio como refrigerante y grafito como moderador y que por las características de su combustible uranio enriquecido y torio envueltos en pirocarbono, permite temperaturas del orden de 900°C en el gas cuando sale del reactor; HTR(high temperature gas cooled reactor).

Reactor de grafito-gas.- Reactores térmicos que usan uranio natural como combustible, dióxido de carbono como refrigerante y grafito como moderador; GGR(graphite gas cooled reactor).

Reactor de potencia.- Reactor que se utiliza para la producción industrial de electricidad.

Reactor nuclear.- La instalación en la que se lleva a cabo la reacción en cadena controlable de fisión en los núcleos del combustible nuclear.

Reactor rápido.- El reactor en el cual la mayor parte de las fisiones son causadas por neutrones rápidos y no usan moderador.-

Reactor rápido de ciclo.- El reactor rápido que genera más materia fisionable del que consume durante su operación; utilizan como refrigerante sodio líquido y como combustible óxidos mixtos de plutonio y uranio FBR (fast breeder reactor).

Reactor térmico.- En el que la reacción en cadena es sostenida primordialmente por neutrones térmicos (lentos).

Reciclado.- La acción de utilizar en un reactor el material fisionable del combustible gastado.

Refrigerante.- El fluido que circula a través de un reactor nuclear para remover y transferir el calor del núcleo.

Rem.- La unidad de la dosis absorbida equivalente (radiation equivalent man).

Reprocesamiento.- La etapa del ciclo del combustible que consiste en separar del combustible gastado los materiales fisionables y de los desechos radioactivos.

Rompeq.- La unidad de exposición a la radiación; es la cantidad de radiación gamma o X, que resulta en la absorción de 33.9 ergs de energía por gramo de aire; R.

Salvaguardas.- El sistema para salvaguardar las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear contra la desviación de los materiales nucleares hacia fines bélicos.

Seguridad nuclear.- Conjunto de acciones orientadas a definir la naturaleza e importancia de los riesgos asociados a la explotación de la energía nuclear y a proponer las disposiciones adecuadas para minimizar esos riesgos, tanto para los trabajadores como para el público en general y el medio ambiente.

Subcrucidad.- La condición en el reactor cuando el número de fisiones decrece con el tiempo.

Supercrucidad.- La condición en el reactor cuando el número de fisiones crece con el tiempo.

Urea amarilla.- Nombre con el que se conoce al producto final de los procesos de beneficio del uranio; un concentrado que contiene del 50% al 70% de uranio natural, que después de una refinación se manda a la fábrica de elementos combustibles para los reactores de agua pesada o bien, a las plantas de conversión gaseosa y después a las de enriquecimiento para los reactores de alta temperatura.

Uranio-232. Th; el elemento natural cuyo isótopo 232 es material fértil y se transforma al irradiarlo con neutrones, en el uranio-233 que es fisiónable; se utiliza junto con el uranio enriquecido como combustible en los reactores de alta temperatura.

Deuterio. Isótopo radioactivo del hidrógeno cuyo núcleo está constituido por dos neutrones y un protón; producto de activación que se origina principalmente para la interacción con el hidrógeno del agua del circuito refrigerante.

Uranio empobrecido. Se entiende el uranio que contiene una proporción en el isótopo-235 menor que la natural: 0.7% en peso.

Uranio enriquecido. El uranio que tiene una concentración en el isótopo-235 que es fisiónable, mayor que la natural: 0.7% aproximadamente en peso.

Uranio natural. U; elemento radioactivo que se encuentra en la naturaleza en dos isótopos principalmente: el 238 que es el fértil y el 235 que es el fisiónable, cuyas abundancias aproximadamente son el 99.3% y 0.7%, respectivamente; se utiliza como combustible en los reactores de grafito-gas y en los de agua pesada.

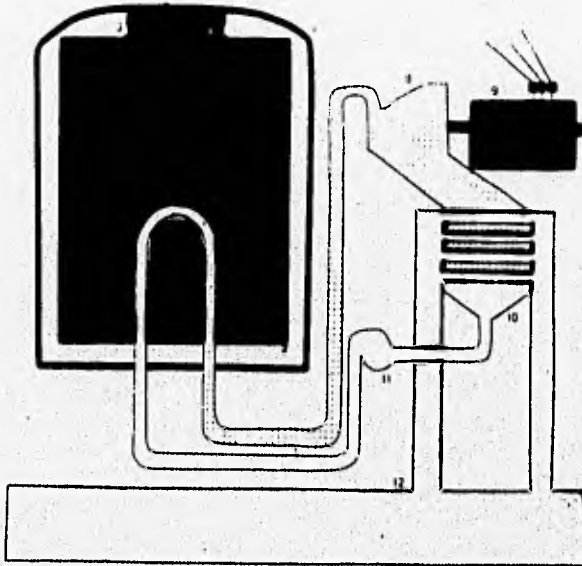
Caraja del reactor. El recipiente a presión que contiene normalmente el núcleo del reactor; usualmente da cabida al moderador, refrigerante y sostiene el mecanismo de las barras de control que entran al núcleo a través de ella.

Barra. Cualquier material con alta probabilidad de captura neutrónica parásita, provocando una disminución de reactividad.

Medida de vida media. El tiempo en el que la concentración de un isótopo radioactivo determinado, se reduce a la mitad de su valor inicial; es una característica de cada radioisótopo.

Reactor de grafito - gas

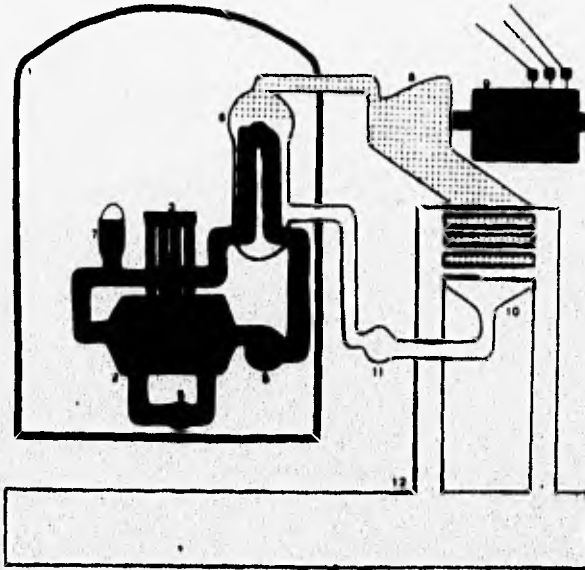
(MAGNOX)



- | | | |
|----------------------|--------------------------|-------------------------------|
| 1 contenedor | 7 generador de vapor | ■ circuito primario |
| 2 vasija de concreto | 8 turbina | □ circuito secundario |
| 3 barras de control | 9 alternador | □ agua-vapor H ₂ O |
| 4 nucleo del reactor | 10 condensador | |
| 5 ventilador | 11 bomba de alimentacion | |
| 6 moderador | 12 agua de enfriamiento | |

Reactor de Agua pesada

(CANDU)



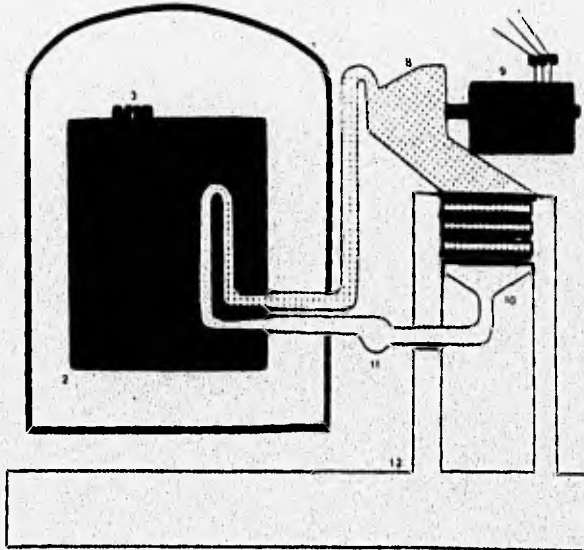
- 1 contenedor primario
- 2 varilla (calentador)
- 3 barras de control
- 4 núcleo del reactor
- 5 bomba de agua
- 6 generador de vapor

- 7 prerrefrigerador
- 8 turbina
- 9 alternador
- 10 condensador
- 11 bomba de alimentación
- 12 agua de enfriamiento



Reactor de alta temperatura

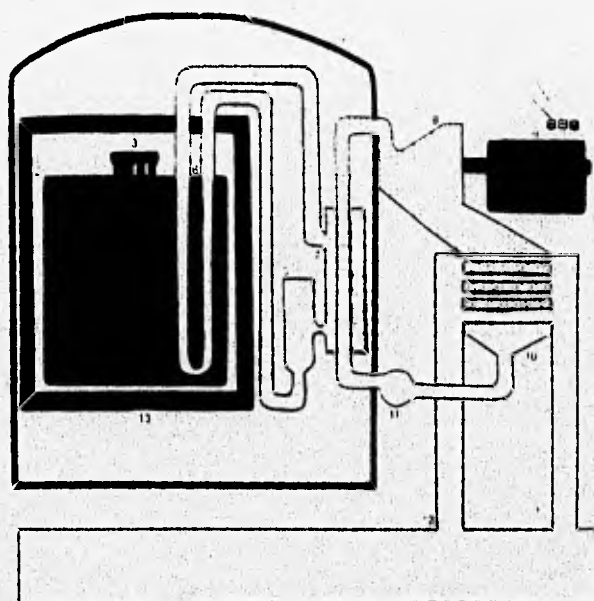
(DSTR)




- | | | |
|-----------------------|--------------------------|---------------------|
| 1 contenedor | 7 generador de vapor | ■ circuito |
| 2 contenedor-vasija | 8 turbina | ■ primaria |
| 3 barra de control | 9 alternador | ■ helio |
| 4 núcleo del reactor | 10 condensador | □ circuito |
| 5 ventilador de helio | 11 bomba de alimentación | □ secundario |
| 6 contenedor-vasija | 12 agua de enfriamiento | □ agua-vapor H_2O |

Reactor rápido de cri

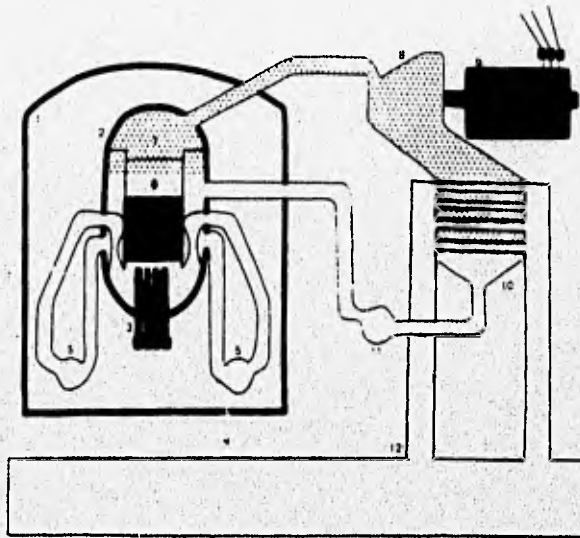
(PHÉNIX)



- | | | |
|---------------------------|--------------------------|---|
| 1 contenedor | 8 turbina |  circuito primario de sodio
circuito secundario de sodio
circuito terciario de agua-vapor H ₂ O |
| 2 varija | 9 alternador | |
| 3 barra de control | 10 condensador | |
| 4 núcleo del reactor | 11 bomba de alimentación | |
| 5 bomba de sodio | 12 agua de enfriamiento | |
| 6 intercambiador de calor | 13 contenedor varija | |
| 7 generador de vapor | | |

Reactor de Agua hirviente

(BWR)



1 contenedor primario
2 varilla
3 barrer de control
4 nucleo del reactor
5 bomba de recircu-
lacion

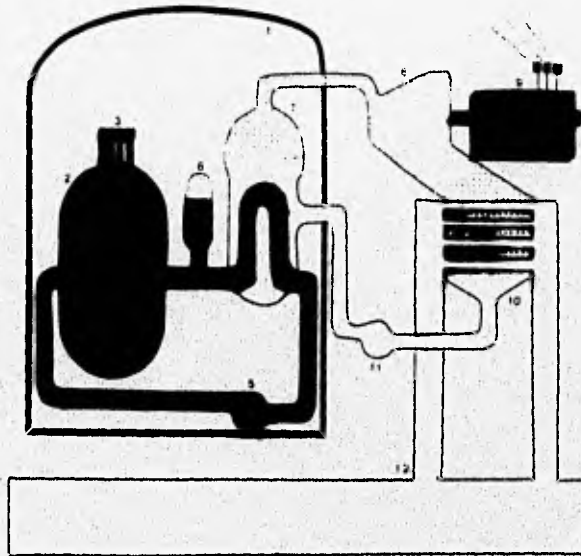
6 reparador
7 recador
8 turbina
9 alternador
10 condensador
11 bomba de
alimentacion

12 agua de enfriamiento

□ circuito primario
... agua-vapor H₂O

Reactor de Agua a presión

PWR



- | | | |
|-----------------------|--------------------------|-------------------------------|
| 1 contenedor primario | 7 generador de vapor | ■ circuito primario |
| 2 varija | 8 turbina | ■ agua H ₂ O |
| 3 barras de control | 9 alternador | □ circuito secundario |
| 4 núcleo del reactor | 10 condensador | □ agua-vapor H ₂ O |
| 5 bomba primaria | 11 bomba de alimentación | |
| 6 presurizador | 12 agua de enfriamiento | |

Bibliografía

18 M.M.El Wakil.; "Powerplant Technology", McGraw-Hill, United States., 873, 1978.

28 El-Wakil, M.M.; "Nuclear Power Engineering", McGraw-Hill Book Company, New York., 1972.

38 El-Wakil, M.M.; "Nuclear Heat Transport", American Nuclear Society, LaGrange Park, 38, New York, 1981.

48 El-Wakil M.M.; "Nuclear Energy Conversion", American Nuclear Society, LaGrange Park, 38, New York, 1982.

58 "Power Plant Fans Specification Guidelines", Publication 801, Air Movement and control association (AMCA), Arlington Heights, USA, 1977.

68 Briggs,O.A.; "Plume Rise", Atomic Energy Commission Critical Review Series, TID-25075, Washington,D.C., 1969.

78 Hottel,H.C,and A.C Sarafin,; "Radiactive Heat Transfer", McGraw-Hill book company, New York, 1967.

88 Bennett,S.B and R.L. Bannister; "pulverized Coal Power Plant", The next logical step, Mech. Eng., vol 103, no. 12, pp. 18-24, 1984.

98 "Energy Statistics Yearbook", Ediciones de la Organización de Naciones Unidas (ONU), 1979, 1982, 1985, 1986, 1987, 1988, 1990.

108 "Nuclear Power Reactors in the World, Ediciones de la Organización de las Naciones Unidas, 1993.

118 Van Heerden,C.,A.P.P.Nobel, and D.W. van Krevelen,; "Studies of Fluidization", the critical mass velocity, Chemical, Eng. Sci., vol 1, pp 37-49,1952.

128 Shade,D.H,; "Atomic Energy", Atomic energy commission publication,TID-24190, Washington,1964.

130 Sonntag, R.E, and G.J. Van Wylen; "Introduction to Thermodynamics," 2d ed, John Wiley & Sons, Inc., New York, 1982.

140 Blizard, John; "Transportation and Combustion of Powdered Coal", U.S.Bureau of mines Bulletin 217, Washington,D.C., 1923.

150 Singer,J.G.; "Combustion fossil power System", Combustion Engineering,Inc., Windsor Conn.,1981.

160 "Environmental Development Plan biomass energy systems",U.S. Department of Energy report, september 1979.

170 Nusselt,W.; "The combustion Process in pulverized coal furnaces, VDI Zeitschrift, vol 68, no6, pp. 124-128. February 1974.

180 "Fan Engineering: An Engineer's Handbook,"7th ed, Buffalo Forge Co., N.Y., 1970.

190 Othmer,F.F.; "Energy-Fluid from solids, Mech.Eng., pp.29-35, November 1977.

200 Wark,K., and C.F. Warner; "Air Pollution, Its Origin and Control," 2d., Harper & Row, Publishers, Incorporated, New York, 1981.

21 0 Basic Nuclear Engineering,Foster and Wright,Allyn and Bacon Ed, USA,1968.

220 Explotación sin riesgos de las Centrales Nucleares, International Atomic Energy Agency,Col.Seguridad No.31,STI/PUB/222, Austria,1970.

230 International Non-Proliferation and Safeguards,78'2073, International Atomic Energy Agency,Austria,1978.

240 Introduction to Nuclear Engineering,John R.Lamarr,Addison Wesley Publication,USA,1975.

250 Nuclear Power and the Environment,International Atomic Energy Agency, STI/PUB/321, Austria,1973.

260 Peaceful Uses of atomic Energy, 15 Volumenes,International Atomic Energy Agency, Proceedings Series,STI/PUB/300,Austria,1972.

279 Procedimientos de Protección Radiológica, International Atomic Energy Agency, Col. Seguridad No. 39, STI/PUB/257, Austria, 1973.

289 Reglamento para el Transporte sin Riesgos de Materiales Radioactivos, International Atomic Energy Agency, Col. Seguridad No. 6, STI/PUB/323, Austria, 1973.

299 Steps to Nuclear Power: A Guidebook, International Atomic Energy Agency, Tech. Rep. Ser. No. 164, STI/DOC/10/164, Austria, 1973.

309 The Atomic Nucleus, Rohley D. Evans, McGraw-Hill Book Co., USA, 1975.

319 Los Reactores Nucleares y la Producción de Electricidad. Ernesto de la Peña C. Presentación: Senador Leonerdo Rodríguez Alcázar, Ediciones del Sector Eléctrico, Obras Publicadas, 1980.

329 De Vecchi Appendini Bruno.; "Ciclo de conferencias Magisteriales", Panorama Actual de la energía nuclear en el mundo, Conacyt, México, Noviembre de 1993.

339 García García Enrique.; "Los reactores nucleares y la producción de electricidad", Ediciones del sector eléctrico, Mexicano, Segunda edición, 1980.

349 "Instituto Mexicano de la Propiedad Industrial", Reactores de fusión (fusión no controlada), Clasificación, G21J.

359 "Instituto Mexicano de la Propiedad Industrial", Reactores Nucleares, Clasificación, G21C.

369 "Instituto Mexicano de la Propiedad Industrial", Conjuntos de Producción de Energía Nuclear, Clasificación, G21D.

379 "Instituto Mexicano de la Propiedad Industrial", Protección contra los rayos "x", rayos "gamma", radiaciones corpusculares o bombardeos de partículas; descontaminación; tratamiento de materiales contaminados por la radioactividad. Clasificación, Clasificación G21F.

389 "Instituto Mexicano de la Propiedad Industrial", Conversión de elementos químicos; fuentes radiactivas, Clasificación G21G.

399 "Instituto Mexicano de la Propiedad Industrial", Obtención de energía a partir de fuentes radiactivas; aplicaciones de la radiación de fuentes radiactivas, utilización de los rayos cósmicos, Clasificación, G21H.

400 "Instituto Mexicano de la Propiedad Industrial", Explosivos Nucleares,. Clasificación, G21J.

410 "Instituto Mexicano de la Propiedad Industrial", Técnicas no previstas en otro lugar para manipular partículas o radiaciones electromagnéticas; diapositivos de irradiación; microscopicos de rayos,. Clasificación, G21K.