



LA TECNICA AL DIA

CUANDO LA CONSTRUCCION DE BUQUES MERCANTES DE PROPULSION NUCLEAR LLEGA A SER MATERIA DE COMPETENCIA. (Continuación)

Tte. de Navio HERNANDO CAMACHO LANDINEZ

DESCRIPCION BREVE DE UNA PLANTA TIPICA PWR

En términos generales la planta puede subdividirse en dos circuitos principales denominados Primario y Secundario, los cuales están interconectados por los generadores de vapor.

Más adelante se verá que al circuito primario están conectados varios sistemas auxiliares; describiremos brevemente los más importantes de ellos:

Circuito primario.

Su propósito principal es la transferencia del calor generado en el núcleo del reactor al circuito secundario. El líquido utilizado como refrigerante es agua a presión (presión de trabajo 2.000 libras por pulgada cuadrada).

El sistema primario está compuesto esencialmente por el reactor y uno o varios circuitos cerrados de refrigeración.

Reactor.

El núcleo, localizado en el cuerpo del reactor, consiste de elementos combustibles de óxido de uranio ligeramente enriquecido y recubiertos por tubos de acero inoxidable de poco espesor.

En el núcleo, los neutrones de poca energía producen reacciones por fusión, las cuales generan la energía calórica

primaria, así como los neutrones de alta energía que aseguran la continuidad de la reacción en cadena.

El agua a presión que fluye a través del reactor tiene tres propósitos a saber:

- 1.—Refrigerante, por extracción del calor generado en el núcleo.
- 2.—Moderador: desacelera los neutrones rápidos emitidos en la fisión de los átomos del U-235, capacitándolos para producir nuevas fisiones.
- 3.—Reflector: el agua actúa a manera de cortina para evitar que los neutrones escapen del área de la reacción y dando así al reactor PWR la ventaja de una gran simplicidad.

Circuito cerrado de refrigeración.

El número de circuitos cerrados de refrigeración depende de la potencia de la planta. Los principales componentes de un circuito cerrado típico son:

Generador de vapor.

Este elemento de intercambio de calor es generalmente un tubo evaporador en forma de U vertical invertida.

El refrigerante primario fluye a través del tubo en forma envolvente

transfiriendo el calor a la alimentación secundaria del agua, evaporándola.

El vapor, generado en el cuerpo del elemento de intercambio de calor, pasa a través de un separador de mezcla antes de impulsar el grupo turbina-generador eléctrico.

Bombas primarias.

Estas bombas aseguran en el circuito primario la circulación de un flujo suficiente de refrigerante para mantener la temperatura de trabajo del núcleo. Los requisitos estrictos que deben reunir, exigen el uso de bombas centrifugas impulsadas a motor.

Circuitos auxiliares.

Sistema de control a presión.

Las variaciones del volumen de agua primaria (resultado de modifica-

ciones en el promedio de las temperaturas de trabajo) se amortiguan por medio de este sistema el cual mantiene constante la presión del sistema primario. Su elemento esencial, variador de presión, es un elemento cilíndrico conectado a —y en equilibrio de presión con— el circuito primario.

Durante la operación normal, variador de presión contiene volúmenes iguales de agua y vapor, a la temperatura de saturación correspondiente a la presión del circuito primario.

Cualquier variación en volumen del agua ocasiona una variación en el nivel del agua del variador de presión y por consiguiente una modificación de la presión instantánea.

De acuerdo con los aumentos o caídas de presión, se pondrán en operación toberas de pulverización o calentadores adicionales.

En caso de excesiva presión, las válvulas de alivio controladas por medio de manómetros, y las válvulas de seguridad permiten el escape de vapor a los tanques de descarga.

Sistema de control químico.

Este sistema está diseñado para preparar soluciones absorbentes de neutrones inyectándolos en el circuito primario con el fin de controlar el flujo de neutrones en el reactor.

Para este propósito se utilizan generalmente soluciones boratadas.

El sistema presenta la ventaja de una absorción homogénea de neutrones en el núcleo del reactor. Las varillas de control, por el contrario, tienen efecto local, lo cual perturba en forma apreciable el flujo de los neutrones (y por consiguiente la distribución de temperatura) en el núcleo dando lugar así a puntos calientes en los elementos combustibles.

En consecuencia, las varillas de control trabajan solamente para compensar las variaciones instantáneas de

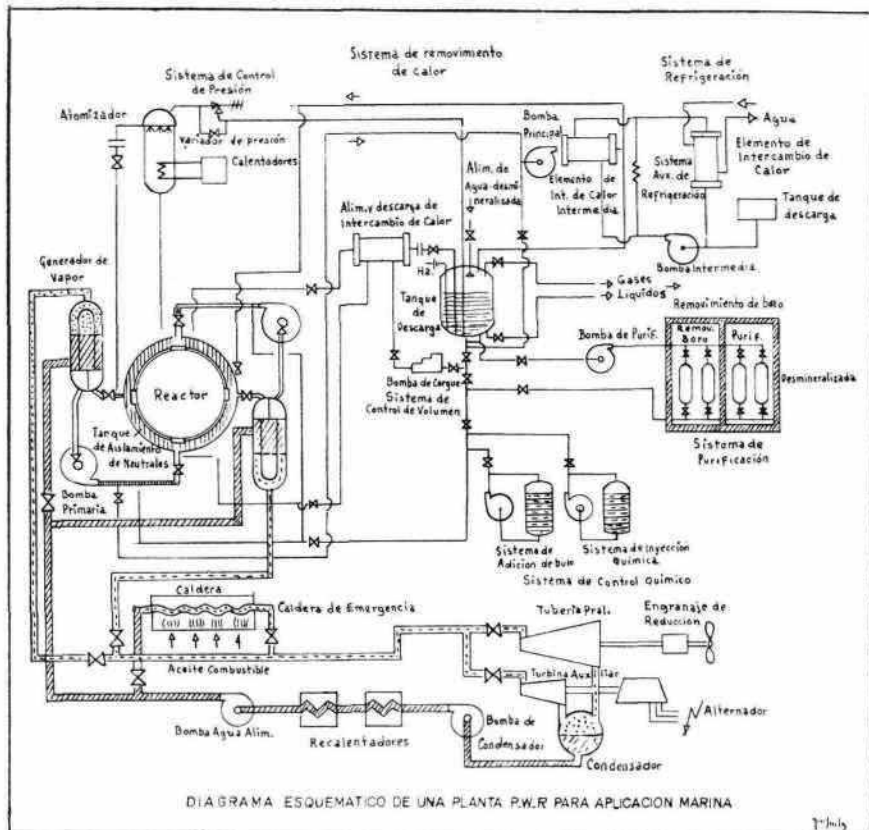
TENIENTE DE NAVIO HERNANDO CAMACHO LANDINEZ

Oficial del Cuerpo General de la Armada Nacional. Egresó de la Escuela Naval con el grado de Teniente de Corbeta, el 7 de diciembre de 1952.

Durante su vida militar el señor Teniente Camacho Landínez ha prestado sus servicios en las siguientes unidades: Oficial de Deberes Generales en el ARC Antioquia, Oficial de Deberes Generales en el ARC Caldas, Comandante del Cañonero ARC Santa Marta, Comandante del Cañonero ARC Cartagena, Oficial Ayudante del Comando de la Fuerza Naval del Sur, Oficial de Comunicaciones de la Base Fluvial ARC "Leguizamo", Jefe de la División Electrónica del ARC "7 de Agosto", Jefe del Departamento de Operaciones del ARC "7 de Agosto" Jefe del Departamento de Logística, del E. M. de la Fuerza Naval del Atlántico, Jefe de Comunicaciones de la Armada Nacional.

El señor Teniente Camacho Landínez ha efectuado los siguientes cursos: Guerra Anti-submarina Key West USA., Curso de Electrónica en el HMS Colling Wood Inglaterra, Curso de Electrónica en Estocolmo Suecia; Curso de Electrónica en Huizen Holanda.

Actualmente se desempeña como Edecán Naval en la Casa Militar de Palacio.



flujo; en tanto que las variaciones de períodos largos, se compensan por medio de ajuste de la concentración absorbidora de neutrones en el agua primaria.

Sistema de purificación.

Los sistemas de purificación tratan el agua procedente del tanque de descarga; esta agua contiene boro disuelto e impurezas radioactivas.

Las resinas usadas para propósitos de purificación son normalmente extractores de boro, o resinas ordinarias, lo cual depende de si se requiere una modificación de la concentración del boro o no.

El agua desmineralizada se reintroduce luego en el circuito primario a través de las bombas de carga.

Composición del sistema de refrigeración.

Las cantidades de calor indeseables o sin uso son eliminadas por medio de este sistema; tales como el calor generado en el reactor después de apagado (calor de desintegración), calor almacenado en el tanque de descarga que evita su tratamiento por medio de las resinas de purificación (su temperatura de trabajo debe mantenerse por debajo de 130°F.) etc.

La bomba principal hace circular el

agua caliente a través de un intercambiador de calor intermedio; luego, el agua refrigerada se hace regresar al circuito primario o al tanque de descarga de baja presión.

El lado secundario de este elemento y los circuitos auxiliares de refrigeración nuclear se alimentan por medio de un flujo de agua fría procedente del lado primario del elemento de intercambio de calor de agua natural. El flujo de refrigeración necesario para este último se toma del mar.

Sistema de eliminación de desperdicios radioactivos.

Los principales desperdicios radioactivos líquidos y gaseosos son:

- Agua de descontaminación y drenaje.
- Fugas de refrigerante primario.
- Desbordamiento del tanque de descarga.

Los líquidos que escapan, así como las resinas ya trabajadas, consumidas son almacenadas en tanques antes de desembarcarlos para tratamiento en el astillero. Los desperdicios gaseosos se descargan a la atmósfera en flujos controlados severamente de acuerdo a las reglamentaciones de seguridad.

Como veremos más adelante, el uso de circuitos primarios y secundarios reduce grandemente el volumen y actividad específica de los efluentes de la planta del reactor.

Circuito secundario.

El vapor generado sigue un ciclo similar al de una planta convencional: turbina, condensador, bomba de condensado, calentadores y bombas de alimentación de agua.

Se usan dos turbinas separadas:

La turbina principal (alimentada por la mayor parte del flujo de vapor) impulsa la hélice a través del engraje

de reducción y acoplamientos mecánicos flexibles.

La turbina auxiliar está acoplada a un alternador el cual constituye la fuente de energía auxiliar.

Planta auxiliar de energía.

Están previstos dos sistemas separados:

Para suministrar vapor en condiciones de emergencia para la turbina de propulsión y otros usos de vapor para emergencias, hay instalada una caldera.

Las condiciones de vapor a la salida de la caldera son iguales a la de los generadores de vapor.

Este sistema permite velocidad del crucero reducido.

Para el trabajo de los elementos vitales auxiliares durante el arranque y condiciones de emergencia, hay un generador diesel que suministra la energía necesaria.

Escogencia del reactor PWR.

Experiencia.

Es innegable que la cantidad de información técnica y práctica obtenida hasta el momento de el diseño, construcción y operación de los reactores tipo PWR no tiene rival.

Para convencerse de este hecho, basta revisar las presentes realizaciones del reactor.

Las instalaciones de tierra de reactores tipo PWR son numerosas y cubren las potencias utilizadas en la Marina Mercante (5.000 a 200.000 HP).

Más aún, este reactor es el único utilizado para buques mercantes y de guerra. El tipo S5W ha sido adoptado definitivamente por la Armada de los EE UU. Está actualmente unificado y será instalado en varias unidades que están bajo construcción. (Ver tabla I).

Así también la potencia de los reac-

tores permite predecir con certeza el comportamiento de este tipo y su futuro en el mar. La decisión de la Armada de los EE. UU. es más que suficiente en este respecto.

Estos hechos confirman sin duda el lugar alcanzado por este reactor, especialmente en propulsión nuclear.

Seguridad.

Los inventos de seguridad adoptados con el fin de limitar las consecuencias de un accidente nuclear han sido objeto de numerosos estudios en detalle, y generalmente su diseño no da lugar a nuevos problemas. Sin embargo, su realización será más fácil y consecuentemente más segura, si las características intrínsecas del reactor son las más apropiadas.

Ciertos inventos normalmente utilizados para plantas instaladas en tierra tuvieron que ser adoptados en vista de su aplicación a la propulsión nuclear y han tenido que ir en esta forma a través de varias modificaciones.

Estas se refieren principalmente:

A. El recipiente de vapores, el cual sirve:

a) Para contener los vapores desprendidos durante el máximo accidente probable (rotura en el circuito primario). Más aún, el invento de un condensador de vapores está relacionado con este recipiente. Este sistema, enteramente estático y consecuentemente seguro de fallas, reduce grandemente los excesos de presión alcanzados después del accidente y así permite el diseño como una parte integral del buque.

b) Para prevenir, en caso de un accidente seguido del naufragio del buque, la contaminación del mar por el agua radioactiva escapada por la rotura del sistema primario. Para este propó-

sito el recipiente incluye válvulas de un solo sentido que abren automáticamente en caso de sobrepresiones fijas externas. En esta forma el agua del mar fluye en el recipiente durante el hundimiento del buque y las válvulas de paso se cierran a medida que se alcanza el equilibrio de presión, evitando así el escape de agua radioactiva del recipiente.

B. Blindaje biológico.

Su propósito es el de proteger a la tripulación contra los neutrones y las radiaciones gama emitidos en el circuito primario reduciendo las intensidades del flujo a un valor más bajo que el de los niveles permitidos, aún en el caso de presentarse el máximo accidente probable.

Por otro lado, las características físicas del tipo PWR así como sus principios de diseño le confieren propiedades intrínsecas de seguridad las cuales son particularmente importantes en las instalaciones marítimas.

Estas se pueden sintetizar en la siguiente forma:

A. Coeficientes negativos de temperatura.

Representan las relaciones existentes entre el aumento de temperatura del combustible por una parte (coeficiente de Doppler) y el aumento de temperatura del moderador por otra parte, y los correspondientes aumentos en la reactividad. Estos dos coeficientes tienen valores típicos para una configuración particular del núcleo y del moderador.

Un flujo excesivo de calor, ya sea local o general en el núcleo, induce un aumento:

— De la temperatura de combustible. Esto amplifica el ancho de los máximos valores de absorción neutrómica U238, teniendo como resultado

la disminución de la reactividad y por consiguiente de la potencia generada en el núcleo. Este efecto sigue instantáneamente las variaciones del flujo.

- De la temperatura del moderador en el área concerniente, decreciendo así las propiedades de desaceleración. La reactividad es reducida automáticamente, pero demorada en esta ocasión con respecto a las variaciones de flujo.

B. Insensibilidad a las vibraciones y movimientos de cubierta.

Los movimientos de cubierta son el resultado de dos fenómenos elementales:

- Los movimientos propios del buque (cabeceo, rodillo y movimientos periódicos verticales).
- Choques eventuales.

Las vibraciones son causadas por las hélices que generan esfuerzos periódicos.

Todos estos movimientos producen variaciones apreciables en la gravedad aparente (tanto en amplitud como en dirección) y producen variaciones en las reactividades de ciertos tipos de reactores.

Esto puede ser seguido por inestabilidades de operación así como por deformaciones adicionales presentadas en los elementos combustibles.

Lo anterior se traduce en una reducción de la potencia específica lineal permitida y de la máxima combustión obtenible.

En esta forma deben tomarse precauciones adicionales cuando se trata de reactores que presentan superficies líquidas en el cuerpo del reactor, debido a la necesidad de mantener el núcleo sumergido en el refrigerante.

La insensibilidad del PWR a las vi-

braciones y movimientos de cubierta son el resultado de la homogeneidad del refrigerante primario y de la ausencia de superficies libres líquidas en el recipiente.

C. Ventaja de dos circuitos separados.

Este arreglo evita la contaminación del equipo convencional y mantiene el agua radioactiva en el recipiente de vapores en caso de accidente.

D. Extracción de calor de desintegración efectuada mediante conexión natural.

La refrigeración del núcleo después de apagado se lleva a cabo mediante conexión natural del refrigerante primario. Los intercambios de calor del circuito primario generan un flujo de vapor suficiente para impulsar una turbobomba que a su vez suple la alimentación secundaria.

Confiabilidad.

A. Insensibilidad a las vibraciones y movimientos de cubierta.

Esta característica influye tanto en la seguridad general de la instalación propulsora como en la seguridad de operación. En realidad la falta de variaciones en la reactividad local permite:

- El uso de elementos de combustible más cerca de sus límites tecnológicos suprimiendo deformaciones adicionales debidas a esfuerzos periódicos u ocasionales.
- Simplificar el sistema de control eliminando todo riesgo de inestabilidad en la operación del reactor.

B. Adaptación de potencia a las vibraciones de carga.

La confiabilidad de una instalación propulsora depende grandemente de

su habilidad para responder a una demanda intrínseca.

En un reactor de agua a presión, un aumento de consumo de vapor reduce la temperatura promedio del agua primaria y vice-versa. Su reactividad es así ajustada automáticamente por la acción del coeficiente negativo de temperatura del líquido primario de refrigeración y moderación. La importancia de este fenómeno es tal que este tipo de reactor es capaz, sin necesidad de varillas, de seguir las variaciones de carga graduales que modifican la potencia entre el 10 y 100% de su valor nominal.

Esta cualidad destacada evita la necesidad de maniobrar el buque ajustando el flujo de vapor mediante una derivación al condensador. Al mismo tiempo permite una simplificación en el sistema del control de la planta.

C. Simplicidad del sistema de control.

En los párrafos precedentes se indicaron varias veces las razones que justifican una realización particularmente simple del sistema de control en un reactor de agua a presión. Esta carencia de complejidad se traduce por consiguiente en un aumento de confiabilidad de la planta.

D. Circuitos primario y secundario separados.

Cualquier fuga de agua de mar en el sistema primario debe evitarse porque una parte de las impurezas disueltas podrían depositarse en el circuito después de radioactivarse en el reactor (activation). Este accidente no es por naturaleza serio, pero requiere necesariamente una limpieza completa de todos los circuitos contaminados, lo cual es una operación delicada y muy costosa.

Ahora, las fugas del condensador son muy frecuentes, especialmente en el caso de aplicaciones marítimas: el

riesgo de la contaminación en el circuito refrigerante principal es en esta forma bastante común en las instalaciones que tienen únicamente un circuito de enlace entre el reactor y la turbina.

Por otra parte el uso de dos circuitos de transferencia de calor permite una operación de mayor duración aún en el caso de fugas simultáneas, en el generador de vapor y en el condensador.

El agua de mar que entra en el circuito secundario a través de una fuga del condensador no puede contaminar el sistema de refrigeración principal, ya que a la diferencia de presión entre estos dos circuitos impone una dirección a la fuga en el sentido del circuito primario al secundario.

La probabilidad de que el buque sea forzado a permanecer en puerto durante el tiempo necesario para la descontaminación y reparaciones es reducido grandemente en esta forma.

E. Acceso libre al cuerpo de máquinas.

Durante la operación normal los equipos auxiliares por consiguiente no se contaminarán por los depósitos radioactivos. El mantenimiento y ciertas reparaciones pueden adelantarse sin ningún riesgo de irradiación y por consiguiente sin limitación de tiempo, aún durante la operación de la instalación propulsora.

Una fuga entre los circuitos primario y secundario provocaría una ligera contaminación del último, aunque no es suficiente como para exponer la seguridad del personal durante las operaciones de mantenimiento. Esta facilidad de mantenimiento aumenta en gran forma la disponibilidad del buque.

F. Uso de agua natural como líquido refrigerante y moderador.

Consideramos que el uso de un fluido como refrigerante y moderador con propiedades químicas y físicas perfectamente conocidas es esencial para aplicaciones marítimas.

En caso de fallas en la máquina que concurren en alta mar, la preservación del buque depende enteramente de las facilidades de reparación disponibles a bordo y de la habilidad de la tripulación. Indudablemente, las verificaciones eventuales y reparaciones en el mar son hechas más fácilmente cuando existe un sistema cuya técnica es familiar a la tripulación, y cuando el líquido principal de transferencia de calor no requiere precaución especial.

G. Experiencia ganada.

Las ventajas antes mencionadas son de poco peso en comparación de los méritos respectivos de otros tipos de reactores, si su importancia no hubiera sido puesta en prueba en numerosas instalaciones.

No hay necesidad de mencionar que la evaluación de la confiabilidad de una instalación no se concibe sin tener en cuenta la data experimental recolectada durante la operación. Este es el caso preciso del reactor PWR el cual es el único, entre todos los reactores considerados actualmente para la propulsión nuclear, que ha obtenido factores de disponibilidad comparables a los de las instalaciones convencionales modernas.

Facilidad de operación.

Las facilidades importantes de operación del PWR, resultan de las siguientes características:

A. Pequeña producción de desperdicios radioactivos.

Esta propiedad se debe a varios factores:

a) Adopción de circuitos primario y secundario separados, con las siguientes consecuencias:

— La estanqueada del circuito primario, asegura la integridad del líquido contenido.

— La reducción del área expuesta a la corrosión.

— Un aumento de la concentración a impureza admisible en el refrigerante primario.

b) Uso exclusivo de acero inoxidable para áreas humedecidas por el líquido primario, aseguran una tasa de corrosión reducida.

c) Adición de un sistema de control de la corrosión limita la cantidad de oxígeno libre en el agua primaria.

La pequeña cantidad de impurezas radioactivas producidas en la planta del reactor permite dotar al buque de tanques de almacenamiento, los cuales aunque pequeños en tamaño, tienen suficiente capacidad para acumular los desperdicios radioactivos generados durante dos meses de operación continua. La descarga al mar de los efluentes radioactivos, no es, por consiguiente absolutamente necesaria para la operación del buque.

Debido a esta propiedad, el reactor PWR prueba estar particularmente bien adaptado para la propulsión marina. En realidad, aunque los reglamentos internacionales concernientes a la contaminación de los mares no han sido aún ratificados, todo indica que serán muy estrictos.

B. Procedimientos sencillos para control y maniobra.

Estos son el resultado directo de las características intrínsecas del PWR. Ya fueron mencionadas en los párrafos precedentes y nos limitaremos a destacar los siguientes hechos:

— El sistema de control es extremadamente simple: esto facilita el man-

tenimiento y reduce las dificultades y el tiempo requerido para reparaciones.

- Las variaciones de carga durante la operación normal (entre 10% y 100% de la potencia nominal) no requieren ni el uso de varillas, ni una tubería de derivación al condensador.

Características económicas.

Se han adelantado varios estudios sobre el futuro económico de la propulsión nuclear en la marina mercante. Algunos de estos, están extremadamente en detalle pues se considera un error presentar al lector una abundancia de data, sin estar familiarizado con la materia estudiada.

En esta forma pensemos que es útil recabar en la suposición adoptada al establecer tales estimativos:

“Se supone que todos los reactores han alcanzado el mismo estado de desarrollo, tanto técnico, como tecnológico”.

La interpretación de esta hipótesis ha permitido a los autores de estos estudios admitir los siguientes corolarios:

1º—Todos los reactores que usen óxido de uranio como combustible, pueden alcanzar los mismos valores de combustión (lo cual indica que las diferencias entre las condiciones de corrosión, así como las consecuencias de vibraciones y movimientos de cubierta son despreciables).

2º—El factor de disponibilidad obtenible es independiente del tipo de reactor (así la confiabilidad no se tiene en cuenta).

3º—Los costos de operación y mantenimiento son idénticos en todos los casos (tanto confiabilidad, como facilidad de operación se desprecian).

Basados en estas suposiciones, se hicieron cálculos para determinar el precio de costo por tonelada de carga para buques equipados con diferentes tipos de reactores.

Los resultados obtenidos por este método, en el caso de un buque-tanque de 45.000 DWT y una ruta comercial de 20.000 millas (viaje redondo) difiere, no obstante, de un estudio a otro y se sintetiza en la siguiente tabla:

Tipo de propulsión

Precio de costo por Ton. de Cga. (expresada en %)

Tipo de propulsión	Precio de costo por Ton. de Cga. (expresada en %)
Convencional	100
PWR	105 a 112.6
PWR	103.2 a 109.8
OMR	103.8 a 109.0

Estos estimativos se hicieron por medio de procedimientos económicos evaluativos, los cuales son, indudablemente, materia de juicio para objeción. Sin embargo, estos resultados no dan una visión clara del problema de la propulsión nuclear.

Esta afirmación tiene su origen en la hipótesis de que todos los reactores se consideran en el mismo estado de desa-

rrollo. ¿Cuál es nuestra verdadera posición al respecto?

El primer buque nuclear (USS NAUTILUS) fue comisionado en 1955 mientras que su construcción comenzó en 1952.

Desde entonces se han ordenado 63 buques nucleares en Estados Unidos y dos en la Gran Bretaña, algunos de ellos equipados con varios reactores. Estos

suman 76 reactores todos del tipo PWR, todos terminados y en servicio antes de fin de año de 1965. Veintitrés o más de estos buques están actualmente en operación; otros 23 en construcción y los 19 restantes en diseño. Más aún, mencionaremos la escogencia de 3 reactores de agua a presión para el rompe-hielos "Lenín", cuyas condiciones estrictas de operación requieren la mayor confiabilidad.

Por otra parte nunca se ha decidido construir un buque propulsado por otro tipo de reactor.

Así, el reactor de agua a presión está actualmente adelantado de 8 a 10 años de los otros en el campo de la propulsión marina. Este argumento no sería, por supuesto, suficiente si hubiera alcanzado su último grado de desarrollo. No es tal el caso y como veremos más adelante, se espera aún un progreso nuevo e importante.

Debido a este hecho, se puede afirmar que un estudio económico, basado en el estado actual de desarrollo de todos los tipos de reactores de la ventaja al PWR:

Porque su técnica se conoce mejor.

Porque todos los problemas originados en su utilización marítima, han sido estudiados y resueltos.

Porque su confiabilidad es la mayor.

Más aún, debemos preguntarnos si habrá en el futuro otros tipos de reactor que reemplacen al PWR.

La técnica nuclear está en completo desarrollo y ello produce el que provisiones a largo plazo sean arriesgadas y sobre todo muy discutibles.

Sin embargo, las predicciones para estos próximos diez años, son muy reales. Dentro de este período es materialmente imposible, para otro tipo de reactor, competir con el PWR en propulsión marina:

Considerando su gran avance, tanto técnico como tecnológico.

Debido a sus inmensas posibilidades de futuro desarrollo.

NOTA: En el próximo número "Futuras mejoras" y "Características Técnicas y Económicas de un buque-tanque de 64.000 toneladas".