

CU960037-1

31-96

# CIEN-R

**NOVEDADES EN EL DISEÑO Y CONSTRUCCIÓN DE REACTORES DE AVANZADA.**

**NOVELTIES IN DESIGN AND CONSTRUCTION OF THE ADVANCED REACTORS.**

**Acosta Ezcurra, T; García Rodríguez, B M.**

Centro de Información de la Energía Nuclear. ( CIEN ).  
Ciudad de la Habana, Cuba.

La Habana, Cuba  
1996

**POOR QUALITY  
ORIGINAL**

**NOVEDADES EN EL DISEÑO Y CONSTRUCCIÓN DE REACTORES DE AVANZADA.**

**NOVELTIES IN DESING AND CONSTRUCTION OF THE ADVANCED REACTORS.**

**Acosta Ezcurra, T; García Rodríguez, B M.**

Centro de Información de la Energía Nuclear. ( CIEN ).  
Ciudad de la Habana, Cuba.

La Habana, Cuba  
1996

**SUBJECT CATEGORIES: E 35:00**

**KEY WORDS: reactor: M1; reactor technology: Q1; design, reactor safety, construction, modifications, bwr-type reactors, pwr-type reactors, heavy water moderator reactor-type reactors, liquid metal cooled reactors-type reactor, gas cooled reactors-type reactors.**

## NOVEDADES EN EL DISEÑO Y CONSTRUCCIÓN DE REACTORES DE AVANZADA.

**RESUMEN** Se analizan los reactores de avanzada de agua ligera a presión ( APWR ), y ebullición ( ABWR ), reactores avanzados de metal líquido ( ALMR ) y de altas temperaturas ( MHTGR ), así como los de agua pesada ( AHWR ), teniendo en cuenta las características que los hacen menos complejos, pero más seguros que sus homólogos actuales, esto simplifica su construcción, lo cual acorta sus plazos de ejecución, y reduce los costos, pero eleva la seguridad y protección de las plantas. Se demuestra como la experiencia operacional acumulada permite buscar diseños más estandarizados con mejoras en la tecnología de materiales y componentes, logrando también un mayor aprovechamiento de los sistemas computarizados.

**ABSTRACT.** The advanced pressurized water reactors ( APWR ), advanced boiling water reactors ( ABWR ), advanced liquid metal reactors ( ALMR ), and modular high temperature gas-cooled reactors ( MHTGR ), as well as heavy water reactors ( AHWR ), are analyzed, taking into account those characteristics which make them less complex, but safer than their current homologous ones. This fact simplifies their construction which reduces completion periods and costs, increasing safety and protection of the plants. It is demonstrated how the accumulated operational experience allows to find more standardized designs with some enhancement in the material and component technology and thus achieve also a better use of computerized systems.

### INTRODUCCIÓN

En los inicios del siglo XXI se abre una nueva era en la generación de energía, a partir de la fisión nuclear. Nuevos reactores de avanzada, de estructuras más sencillas, que simplifican la construcción, operación y mantenimiento de las centrales, surgen como resultado de años de trabajo, de búsqueda de reactores menos complejos, pero más seguros, y de la experiencia acumulada en la explotación de las actuales centrales.

En la actualidad se investigan los reactores de avanzada de agua ligera a presión ( APWR ) y en ebullición ( ABWR ). También se trabaja en los reactores de metal líquido ( ALMR ), en los de altas temperaturas ( MHTGR ) y en los de agua pesada ( AHWR ) conocidos como CANDU.

En todos ellos se busca simplificar su construcción, lo que significa acortar los plazos de ejecución y reducir los costos sin atentar contra la seguridad y la protección de la planta, las que por el contrario se tratan de elevar.

Adquieren mayor importancia los sistemas pasivos de seguridad, los sistemas de protección y control son más automatizados y se trata de minimizar la incidencia del error humano en accidentes tanto de pequeña como de gran envergadura.

El mejoramiento de la seguridad y operación económica que propone estos diseños permitirá hacer de estos reactores un competidor más efectivo en el futuro mercado de producción de electricidad.

Este trabajo se propone analizar las características fundamentales de algunos tipos de reactores de avanzada.

## DESARROLLO

### Reactores avanzados de agua ligera a presión ( APWR )

El desarrollo del programa de los APWR comenzó en 1978, y en 1981 su diseño se propuso a la Mitsubishi Heavy Industries ( MHI ) y a cinco utilitarios japoneses de reactores de agua ligera a presión ( PWR ): Kansai Electric, Japan Atomic, Kyushec Electric, Shikoku Electric y Hokkaido Electric. El objetivo de simplificar el diseño comenzó con el programa de los APWR-1300, continuó con el APWR-1000 y sigue desarrollándose con el AP-600.

En 1985, el Instituto de Investigaciones de Energía Eléctrica ( EPRI ) inició un programa de investigaciones de innovaciones de los reactores avanzados de agua ligera ( ALWR ) de hasta 600 Mwe de potencia.

A partir del programa del EPRI, la Westinghouse/ Burns and Roe desarrolló un diseño conceptual de los PWR de 600 Mwe con las siguientes características: simplificación de los lazos de refrigeración del reactor, sistemas pasivos de seguridad y construcción modular.

Este programa se basó en el diseño conceptual de los PWR de 10 Mwe que tiene características similares.

La continuación del programa del EPRI sobre los ALWR fue coordinada por el Departamento de Energía de Estados Unidos ( DOE ) y el EPRI, y cuenta entre otros con los siguientes aspectos:

- Proporcionar gran simplificación en la planta en cuanto al número de sistemas y equipamiento, operaciones, inspecciones, mantenimiento y calidad en los requerimientos de seguridad.
- Proporcionar un alto grado de seguridad pública y certeza en el licenciamiento. Una condición del licenciamiento es que la frecuencia de ocurrencia de accidentes en el núcleo no sea superior a  $10^{-5}$  por año y se reduzca la probabilidad de accidentes severos.
- Lograr que la planta sea económicamente competitiva como fuente de generación de energía.

Los APWR tiene una potencia térmica de aproximadamente 4100 MWT y el número de barras combustibles se incrementó de 193 a 257, con una distribución de 17 x 17. Otra característica importante es el reflector de acero inoxidable, que permite reducir la fuga de neutrones del núcleo y el flujo de neutrones hacia la vasija del reactor.

El núcleo de los APWR tiene una densidad de potencia de un 10% menor que los diseños actuales. Como consecuencia de estas y otras modificaciones, el costo del ciclo del combustible se redujo en un 5 % con respecto a las plantas actuales. El diámetro de la vasija del reactor se incrementó hasta 5 metros.

El generador de vapor está formado por tubos de aleación TT-690 y sus diámetros se redujeron de 7/8 a 1/2 de pulgada, lo que permite incrementar la transferencia de calor superficial y compactar el diseño.

Las bombas de enfriamiento del reactor impulsan un flujo de aproximadamente un 20 % mayor que el de los presentes reactores.

### Sistemas de seguridad

Probablemente la diferencia más interesante de estos diseños está en los sistemas ingenieriles de seguridad. En las plantas actuales, la estructura externa del tanque de almacenaje de agua de reposición es de acero inoxidable. En los APWR, el agua de reposición se almacena en una

parte inferior del vaso de contención y se conoce en Japón como "pozo de almacenaje de agua de reposición".

Las cuatro bombas de inyección de emergencia y el uso de acumuladores avanzados suministran el flujo de refrigerante necesario para cualquier tipo de accidente.

Como resultado de estas características de diseño, se espera que los APWR tengan una frecuencia de avería en el núcleo de una magnitud menor en un orden que la mínima de las plantas actuales.

### **Instrumentación y control**

Los APWR son los primeros PWR japonés que aplicarán la tecnología digital en los sistemas de instrumentación y control, incluida la protección de seguridad.

### **Salas de control de avanzada**

Los APWR tienen sala de control avanzadas donde se ha incluido el número de operaciones automáticas para apoyar al operador. Están diseñadas de tal manera que se minimiza el error humano y se reduce la carga de trabajo del operador.

El único programa de avanzada de los LWR no es el que lleva a cabo el EPRI y la Westinghouse. A finales de 1989, Framatome y el grupo Power Generation de Siemens comenzaron un programa que dió lugar al European Pressurized Water Reactor (EPR).

A la par de estos programas se desarrollaron otros conocidos como PIUS y System 80', que tenían como objetivo fundamental simplificar su construcción, operación y mantenimiento, y reducirían hasta dos órdenes la magnitud de la frecuencia de ocurrencia de accidentes severos de las plantas actuales.

### **Reactores avanzados de agua ligera en ebullición ( ABWR )**

En un inicio los reactores de agua ligera en ebullición ( BWR ) eran muy similares a los PWR. Este tipo de reactores fue sometido a una serie de simplificaciones progresivas tanto del diseño como de su estructura de contención en dos de sus mayores áreas: el sistema del reactor y el recinto de contención.

La primera de las mayores simplificaciones ocurrió en 1962, con la introducción del separador de vapor interno y el reemplazamiento del secador por un cilindro de vapor externo.

Este diseño tenía cinco lazos de recirculación externa, que pronto se sustituyeron por dos, con la introducción de las bombas de reacción interna. Este proceso de simplificación continuó culminó con el paso a una nueva lógica: la eliminación total de los lazos de recirculación externa y las bombas de reacción y el uso posterior de bombas internas como los ABWR.

La evaluación del recinto de contención tiene una historia similarmente extensa, siempre con el objetivo de simplificar su construcción, realzar su seguridad y proteger la planta.

Los primeros BWR poseían un recinto similar a los PWR y han ido evolucionando desde los primeros MK-I, con diseño en forma de bombilla, hasta los MK-III, con diseño en forma cilíndrica, de fácil construcción y con orificios horizontales en los extremos que reduce la carga dinámica local.

El programa de los ABWR surge entre 1978 y 1979, cuando un grupo de ingeniería de avanzada, constituido por Asea Atom de Suecia, Ansaldo Meccanico Nucleare ( AMN ) de Italia y la Hitachi y Toshiba de Japón, presentó un diseño conceptual de los ABWR.

El diseño básico de estos reactores se completó en diciembre de 1985 como resultado de la colaboración entre la General Electric de Estados Unidos y la Hitachi y Toshiba de Japón dirigida por Tokyo Electric Power Co. Inc ( Tepco ). Los ABWR representan una nueva generación de reactores de agua en ebullición, sus mayores logros son:

-realzan la operatividad, maniobrabilidad y capacidad de seguimiento de la carga diaria de la planta:

- incrementan la seguridad y el margen de operación de la planta;
- reducen la exposición a la radiación de los operadores de la planta;
- reducen el costo de operación y capital de la planta.

Las ventajas de los ABWR son múltiples en diferentes aspectos, como son su seguridad, operatividad, factor de disponibilidad, entre otros.

### **Seguridad**

En el marco del programa PRA ( Probabilistic Risk Analises) se emprendió un estudio para evaluar la seguridad relativa al diseño optimizado. Los ABWR tiene una probabilidad de fundición del núcleo de  $3.3 \times 10^{-8}$ , basado en eventos iniciales realizados en Japón y asumiendo determinados eventos internos estándar.

No se consideraron los eventos externos, aunque se valoró tomando en cuenta el evento externo, que los ABWR tengan una probabilidad menor de  $10^{-6}$ .

### **Exposición ocupacional a las radiaciones**

La exposición ocupacional a las radiaciones en los ABWR se estima en 49 h-rem/años. Este estimado está basado en la antigua tecnología del límite de acumulación de radiación de la planta y en la información acumulada de la exposición en plantas en Japón.

### **Operabilidad**

Los ABWR pueden seguir fácilmente la variación de carga en un intervalo de 100%- 50%-100% de la potencia debido al exceso de flujo en el núcleo. La rápida respuesta a la demanda de carga positiva se debe al sistema de control de barras acopladas, a una rápida reacción a las variaciones de potencia debido al control del flujo rápido con las bombas internas del reactor de baja inercia y a una fuente de energía para el control del velocidad variable del estado sólido. El aumento de las operaciones automáticas de la planta requiere un determinado número de operadores.

### **Factor de disponibilidad**

Los ABWR se proyectan con un factor de capacidad del 68%, tomando en cuenta la experiencia anterior de los BWR de EE.UU. y Japón, y no tienen los problemas del equipamiento pesado.

### **Reactor simplificado de agua ligera en ebullición ( SBWR)**

Otro tipo de reactor avanzado de agua ligera en ebullición es el SBWR que se diferencia de los ABWR en un solo aspecto esencial: la recirculación del refrigerante en los ABWR se mantiene por 10 bombas internas, mientras que en los SBWR ocurre por circulación natural.

La General Electric comenzó el estudio de los SBWR en 1982. Los objetivos básicos de este diseño son:

- Abaratar los costos de generación de energía con respecto al carbón.
- Simplificar los sistemas de seguridad de la planta con respecto al diseño actual.
- Emplear un diseño basado en la tecnología existente.
- Acortar el programa de construcción.
- Establecer un régimen eléctrico nominal en el intervalo de 600 Mwe.

### **Reactores avanzados de agua pesada**

Los objetivos de desarrollo de los reactores de tipo AHWR están orientados por los requerimientos de las instalaciones en operación. La mayoría de los requerimientos técnicos específicos de los sistemas AHWR están basados en revisiones sistemáticas de las CEN CANDU,

actualmente en operación, para identificar las posibilidades de mejoras genéricas en su confiabilidad, operatividad y mantenimiento con el objeto de dirigir el licenciamiento de emergencia o las temáticas de seguridad.

Además, hay premura constante por mejorar la seguridad, en cierto modo en reconocimiento del riesgo asociado con el incremento de CEN. Por lo tanto, estos requerimientos representan una evolución de los sistemas AHWR, basados en la gran experiencia operacional de las unidades CANDU. Esta aproximación evolutiva es compatible con una filosofía según la cual se minimizan los riesgos de diseño de los futuros reactores cuyos requerimientos son de una unidad segura, confiable y de bajos costos.

El reactor de agua pesada a presión CANDU 3 es la última generación en los diseños CANDU. Esta es una CEN de 450 Mwe económica y de alta funcionabilidad, completamente reconstruida empleando técnicas de diseño CADD. Al igual que todos los diseños CANDU, utiliza combinaciones de uranio natural fácil de fabricar. Otras características relevantes incluyen la recarga durante la operación, el reemplazamiento de los tubos de circonio a presión en el núcleo, una presión y temperatura del refrigerante (agua pesada) menores que las de los reactores de agua ligera, y una presión y temperatura del moderador (agua pesada) bajas.

Los requerimientos para los nuevos diseños de reactores de agua pesada pueden ser resumidos en objetivos económicos, de seguridad, operacionales y otros requerimientos de la instalación.

#### **Objetivos económicos**

Estos deben orientar los costos de la planta, la vigencia del diseño, los objetivos de la ejecución y los riesgos de la aplicación del diseño. El costo capital debe ser tal que los costos de la energía de la unidad encuentren objetivos específicos, por ejemplo, costos competitivos con combustibles fósiles. Los objetivos de funcionamiento serán mejores que el mejor funcionamiento demostrado durante la vida media de los HWR en operación hasta la fecha, o sea de más del 90%.

#### **Objetivos de seguridad**

Estos objetivos en el diseño de los reactores de avanzada deben continuar enfatizando en una defensa en profundidad y un perfeccionamiento evolutivo, dirigido a conceptos demostrados que aumenten al máximo la confianza de la población en la seguridad de estos reactores.

La aproximación a la seguridad del CANDU 3 emplea diversos sistemas de seguridad independientemente que se pueden activar automáticamente si ocurre un accidente. Están designados para la parada y el enfriamiento de cualquier material radiactivo que pudiera ser liberado durante un accidente. La aproximación consiste en dos sistemas de parada del reactor a capacidad total, el sistema de emergencia de enfriamiento del núcleo y los sistemas de contención. Estos sistemas de seguridad están diseñados para que sean completamente independientes de los sistemas normales de producción, y sus equipamientos de control se localizaron en áreas separadas.

La simplificación y el mejoramiento de los sistemas de seguridad reducirán significativamente la intervención del operador.

#### **Objetivos operacionales**

Entre los objetivos operacionales durante la operación normal de los futuros HWR está reducir al mínimo las causas que puedan provocar un accidente.

Otros objetivos de mejoras operacionales incluyen márgenes de diseño mejorado, mantenimiento mejorado, estandarización y simplificación. Las dimensiones de una futura unidad con HWR deberá ser seleccionada para lograr que la energía nuclear sea una variante económicamente viable. Los diseños de reactores de avanzada deberán posibilitar el uso de otros ciclos

del combustible avanzados aprovechando la economía de los neutrones de los HWR sin cambiar la configuración del concepto de diseño.

Esta flexibilidad operacional dará a los usuarios con diferentes antecedentes la oportunidad de optimizar la utilización de recursos, reducir los requerimientos de uranio y minimizar los costos de recargo.

### **Reactor modular de alta temperatura enfriado por gas (MHTR)**

La concepción del reactor modular de alta temperatura enfriado por gas está basada en más de 30 años de diseño, desarrollo y experiencia operacional con reactores enfriados por gas. Con las características fundamentales de un refrigerante de helio de fase simple y un moderador de grafito de alta capacidad térmica, la idea ha sido incrementada a través del uso de combinaciones con materiales con cubierta refractaria y la medida, forma y densidad de generación seleccionada para proveer la eliminación de calor pasivo.

El MHTGR está en estudio por el Departamento de Energía de EE.-UU. empleando un grupo industrial que incluye a General Atomics, ABB Combustion Engineering, Bechtel National Inc, Stone & Webster Engineering Corp. y Oak Ridge National Laboratory. Durante este estudio, los requerimientos y perspectivas fueron suministrados por la Asociación de Reactores Enfriados por Gas representando propietarios /operadores potenciales.

### **Descripción de la central**

La central MHTGR de referencia incluye cuatro módulos idénticos de reactor de 350 Mwt que suman una salida de 538 Mwe ( neto ). Cada módulo está alojado en un silo de hormigón vertical. Cada silo funciona como una estructura independiente de confinamiento ventilada.

Los componentes del sistema primario están contenidos en tres vasijas de acero: la vasija del reactor, la vasija del generador de vapor y la vasija de conexión cruzada. El núcleo del reactor está compuesto por un conjunto de bloques de grafito prismático hexagonal similar al empleado en la CEN Fort St. Vrain ( actualmente clausurada).

La zona activa del núcleo está formada por bloques de combustible dispuestos en tres círculos anulares. El centro y las partes exteriores del núcleo de acero están hechos de bloques reflectores no combustibles. El conjunto del núcleo está rodeado por una barrera con núcleo de acero y contenida en el interior de la vasija del reactor no aislada.

El combustible consiste en dos tipos de materiales de cubierta: el material fisil que contiene núcleos de 19,9 % de oxocarburo de uranio enriquecido y el material fértil que contiene óxido de torio. Los materiales están a su vez enlazados para formar las barras combustibles, las cuales se insertan en orificios verticales sin salida en los bloques de combustible de grafito. Los orificios refrigerantes verticales también atraviesan estos bloques de combustible.

La reactividad en el núcleo está controlada por barras de control en los reflectores internos y externos. Un sistema de parada de reserva suministra una capacidad de control de reactividad distinta, usando pastillas de boro almacenadas en tragantes sobre canales especiales en el núcleo.

La eliminación del calor de degeneración del reactor se realiza de tres formas diferentes:

- El sistema primario de transportación del calor, que es el generador de vapor y circulador principal se utiliza normalmente para el enfriamiento del reactor durante la parada.
- Un sistema diferente de enfriamiento de cierre -que incluye un intercambiador de vapor enfriado por agua y un compresor por centrifugación simple conducido por un motor eléctrico con demora magnética, localizado en el fondo de la vasija del reactor- sirve como apoyo al sistema principal de transportación de calor.
- El sistema de enfriamiento de la cavidad del reactor ( SECR ) es totalmente pasivo. El calor se transfiere por medios de conducción, convección y radiación del núcleo al SECR. El sistema



no tiene controles, válvulas, ventiladores de circulación ni otros componentes activos. El SICR es un sistema de eliminación de calor seguro utilizado por el MHTGR.

El sistema de instrumentación, información y control de la planta está basado en un microprocesador integrado comercial moderno, facilita el control y la operación automática de la planta con reactor y turbina múltiples desde simples salas de control con solos dos operadores y realiza el control, monitoreo y gestión de información tomando comandos automáticos generados por el operador de la planta. Para el control, procesamiento de datos y transmisión de señales se emplean computadoras digitales.

El sistema de protección del reactor, separado y funcionalmente independiente del sistema de control de la planta, interpreta las variables de los procesos de la planta, detecta condiciones anormales en ella e inicia acciones de protección del reactor.

### **Características de seguridad**

Las características de seguridad específicas de los MHTGR se derivan del uso del helio inerte como refrigerante, de la capacidad del combustible de resistir altas temperaturas y presiones, y la elevada capacidad de calor térmico y la estabilidad térmica del núcleo de grafito y las estructuras de soporte.

Una valoración detallada de un amplio espectro de acontecimientos extraordinarios es suministrada por las capacidades inertes del MHTGR de resistir retos extremos de las funciones del aseguramiento de la retención de radionúclidos dentro del combustible. El riesgo residual de acontecimientos sobre las bases del licenciamiento están siendo mostradas al público, según la General Atomics.

### **Reactor avanzado de metal líquido (ALMR)**

El Departamento de Energía de EE.UU. es el patrocinador del programa de desarrollo de un reactor de metal líquido avanzado, que incluye la aplicación del concepto de Reactor Rápido Integral (IFR) del Laboratorio Nacional de Argonne al diseño del reactor rápido PRISM (innovación de módulo pequeño de reactor de potencia).

### **Reactor rápido integral (IFR)**

El IFR incluye un reactor rápido tipo piscina, combustible de aleación metálica y ciclo de combustible por piroproceso.

Los IFR se diferencian del resto de los reactores de metal líquido por el tipo de combustible y la tecnología del ciclo del combustible. El combustible es una aleación metálica de uranio, plutonio y circonio. Se ha demostrado que este combustible metálico tiene características nuevas, importantes para la seguridad del reactor, y posibilita una simplificación radical del ciclo del combustible, basada en procesos pirometalúrgicos (frecuentemente llamados piroprocesos). La composición del reactor de combustible metálico se estableció después de muchos años de exitoso uso del Reactor Reprodutor Experimental- II (EBR-II) de Argonne, en Idaho. Se establecieron capacidades de quemado en el intervalo de 150 000 a 200 000 Mwd/ t.

Las características de seguridad pasiva de los ALMR se demostraron en 1986 en una serie de pruebas realizadas en el EBR-II. Se simularon dos eventos transitorios clásicos previstos sin parada instantánea. En pruebas realizadas por separado el mismo día, se crearon, a partir de la potencia máxima, condiciones de corte de energía de la central y condiciones de pérdida de calor en el sumidero, estando los circuitos de parada instantánea temporalmente desconectados y sin la intervención del operador. En ambos casos, el EBR -II simplemente pasó de forma automática a una condición de baja potencia donde el calor fue desechado por circulación natural. No se dañaron ni el combustible ni el sistema del reactor. Los análisis hechos por Argon-

ne han demostrado que esta ventaja no depende del tamaño relativamente pequeño del FBR-II; se extrapola a los reactores de 1000 Mwe o más.

### **Reactor rápido PRISM**

El diseño de reactor PRISM lo desarrolló un grupo industrial liderado por la GE. El programa IFR de Argonne abastece el combustible metálico y el ciclo del combustible. Otros laboratorios nacionales apoyan el desarrollo y validación de tecnologías.

El Electric Power Research Institute, unido a empresas socias, ha provisto de guías y revisiones técnicas y de programas, en cooperación con el DOE.

El diseño del reactor y el empeño por el licenciamiento del programa ALMR, actualmente en la fase de diseño conceptual avanzado, está dirigido a desarrollar a largo plazo un reactor reproductor competitivo con prevención y mitigación mejorada de las características de seguridad.

Después del completamiento del diseño preliminar y final, se planea la construcción de un reactor prototipo de tamaño normal para demostrar las características de seguridad natural y pasiva del diseño actual en ejecución. Se espera la certificación estándar del diseño de la planta por la Comisión Regulatoria Nuclear de EE.UU. (NRC) para el 2005, con aplicaciones comerciales para el 2010.

### **Diseño completo**

El ALMR está diseñado como una central de potencia con reactor reproductor rápido seguro, confiable y económicamente competitivo, enfriado por sodio líquido, con las siguientes características principales:

- módulo compactos del reactor, con dimensiones que facilitan su fabricación y transportación a otras regiones, así como a ciudades a orillas del mar y permiten realizar pruebas prototipos a gran escala para confirmar la seguridad pronosticada y las características de ejecución.
- Reducción de la reactividad pasiva durante el enfriamiento y la sobrepotencia transitoria con fallas en la parada automática para alcanzar un estado seguro y estable, con tiempo suficiente para la parada en condiciones de frío por acción del operador.
- Eliminación pasiva del calor de degeneración debido a pérdidas de calor, en accidentes invulnerables a errores del operador y a fallas del equipamiento.
- Protección contra accidentes severos por características de seguridad pasiva y simple de modo que las pérdidas radiactivas sean pequeñas, y sean innecesarias la planeación y ejercitación de la evacuación pública formal.
- Capacidad de reproducir mayor cantidad de combustible que el consumido.
- Capacidad adicional de emplear- como material fisil para el inicio- plutonio o desechos actínidos del combustible gastado del LWR o un exceso de plutonio disponible, propio del desarme nuclear.
- Flexibilidad del diseño del núcleo para usar el ciclo del combustible del óxido.

Las centrales ALWR de referencia comercial tiene nueve módulos de reactores dispuestos en tres bloques de potencia idénticos de 480 Mwe, en lugar de una central completa con una potencia eléctrica neta de 1440 Mwe. Cada bloque de potencia semeja tres módulos iguales cada cual con su propio reactor nuclear de grado de seguridad y sistema de transportación de calor intermedio de alto grado industrial y un generador de vapor.

Una característica importante del ciclo del combustible metálico de los ALWR es la capacidad de reciclar actínidos de larga vida de alto nivel.

## CONCLUSIONES

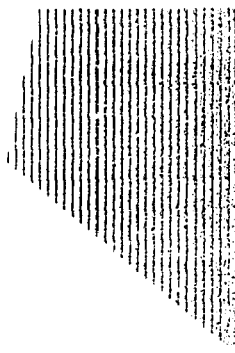
Los nuevos diseños de reactores descritos en este trabajo muestran el estado tecnológico de estos, desde las generaciones de agua ligera y pesada, pasando por los enfriados por gas, hasta los reproductores rápidos de metal líquido. Muchas de sus características de diseño están basadas en las lecciones aprendidas de los reactores de potencia en operación actualmente. La próxima generación de reactores tendrá diseños más estandarizados que el máximo estándar de seguridad de las plantas en operación más modernas hasta la fecha. La experiencia operacional acumulada permitirá a los diseñadores hacer la operación más simple, reduciendo los riesgos de errores humanos, dirigiendo los pasos hacia continuas mejoras de la tecnología de materiales y componentes y aprovechando totalmente los sistemas computarizados.

Las fuerzas directivas que conllevan a cambios incluyen la necesidad de:

- explotar las ventajas económicas de los reactores avanzados sobre otras alternativas de generación de energía, tomando en consideración el costo medio ambiental de todas las opciones,
- mejorar las características de seguridad para minimizar el impacto del público y del medio ambiente, sobre todas las condiciones operacionales.
- Implementar mejoras empleando nuevas tecnologías basadas en requerimientos a partir de estaciones en operación.
- Utilizar mejor los recursos combustibles del reactor, reducir los desechos y explotar oportunidades para el uso de alternativas del ciclo del combustible.

## BIBLIOGRAFÍA

1. "Advanced nuclear power system: design, technology, safety and strategies for their deployment". Proceedings of a symposium, Seoul, 18-22 octubre de 1993.
2. "Advanced nuclear plants: meeting the economic challenge", American nuclear society winter meeting San Francisco, California, 14-17 noviembre de 1993.
3. "Nuclear Engineering International". abril-1994 vol 39 N° 477, enero-1993 vol 38 N° 462, mayo -92 vol 36 N° 454, diciembre-1991 vol 36 N° 449, noviembre-1991 vol 36 N° 448, noviembre-1988 vol 33 N° 412.
4. Revista Nuclear News septiembre- 1992 vol 35 N° 12.



**CIEN**

**CENTRO DE INFORMACION  
DE LA ENERGIA NUCLEAR**

Calle 20 No. 4113 e/ 18A y 47, Playa

Telf.: 22-7527. Fax: 331188.

E mail: cien @ceniai cu