

LA ACTIVIDAD INDUSTRIAL DEL DISEÑO Y ANALISIS DEL NUCLEO DE LWRs

Bajo el título general «La Actividad Industrial del Diseño y Análisis del Núcleo de Reactores de Agua Ligera», se presenta a continuación un trabajo dividido en tres partes dedicadas, respectivamente, a «Características Generales de la Ingeniería del Combustible Nuclear», «Diseño Mecánico de los Elementos Combustibles» y «El Diseño y Análisis de Núcleos de Reactores PWR y BWR».

Características Generales de la Ingeniería del Combustible de LWR's

Emilio de MATIAS MUÑOZ es Ingeniero Industrial y «Master of Science» en Ingeniería Nuclear. En la actualidad es Subdirector de Ingeniería de la División del Combustible de ENUSA.

Diseño Mecánico de los Elementos Combustibles

Manuel Angel GARCIA RAMIREZ es Ingeniero de Minas e Ingenieur en Génie Atomique, SACLAY (París). Trabajó en la JEN desde 1965 a 1975 y desde este año es Jefe del Departamento de Diseño Mecánico en la División del Combustible de ENUSA.

El Diseño y Análisis de Núcleos de Reactores PWR

Juan SERRANO FUENTES es Licenciado en Ciencias Físicas y Doctor en Ingeniería Nuclear. Tiene 13 años de experiencia profesional en el campo de Diseño Neutrónico de Reactores PWR y BWR, repartidos en la JEN, NUS Corp. (USA), WESTINGHOUSE (USA) y ENUSA. En la actualidad desempeña el cargo de Jefe de Departamento de Diseño Nuclear, de la División del Combustible de ENUSA.

El Diseño y Análisis de Núcleos de Reactores BWR

Ignacio OYARZABAL DELGADO es Ingeniero Industrial. En la actualidad es Jefe del Departamento de Termohidráulica y Seguridad de la División del Combustible de ENUSA.

CARACTERISTICAS GENERALES DE LA INGENIERIA DEL COMBUSTIBLE DE LWR's

INTRODUCCION

La tecnología de producción del combustible nuclear consiste en un conjunto de técnicas de ingeniería y de fabricación cuyo objetivo fundamental es obtener dos tipos de productos: uno material (los elementos combustibles) y otro inmaterial (el diseño y análisis del núcleo del reactor) que han de cumplir un conjunto de requisitos. Estos productos han de obtenerse tanto para el núcleo inicial como para los sucesivos núcleos (núcleos de recarga) que hay durante la vida del reactor.

En lo que sigue nos referimos exclusivamente a reactores de agua ligera (LWR's) y, más concretamente, a los núcleos de recarga de dichos reactores, aunque las técnicas del combustible de los núcleos iniciales no difieren sustancialmente de las utilizadas en los de recargas.

Como es bien conocido, una vez agotada la reactividad del núcleo de un LWR es necesario proceder a sustituir una parte de sus elementos combustibles por otros frescos, y a reordenar los elementos frescos y los no descargados para formar el nuevo núcleo. El suministro de los elementos frescos y la determinación de la configuración del nuevo núcleo lo lleva a cabo una empresa fabricante de combustible nuclear. Ello implica tanto actividades de ingeniería como de fabricación.

Las actividades de ingeniería del combustible pueden, de modo general, clasificarse en:

- actividades relacionadas con el elemento combustible,
- actividades relacionadas con el núcleo.

Las actividades relacionadas con el elemento combustible incluyen las de diseño, análisis y ensayos del producto, así como las de proporcionar el soporte necesario para su fabricación. De estas actividades, en su aspecto de diseño mecánico, trata la parte II de este trabajo: «Diseño Mecánico de Elementos Combustibles».

Las actividades relacionadas con el núcleo son las de diseño y análisis del mismo. Entendemos por **diseño del núcleo** la actividad creativa mediante la cual se define la configuración del núcleo, es decir, la posición de los elementos combustibles y, en su caso, de los venenos consumibles. También puede considerarse como parte del diseño del

núcleo la determinación de secuencias de barras de control en los BWR's. Una vez establecida la configuración del nuevo núcleo es preciso comprobar que se cumplen todos los requisitos exigibles, entre los que ocupan un lugar destacado los relacionados con la seguridad.

Las actividades de comprobar que se cumplen todos los requisitos y de generar un conjunto de información de interés para el arranque y operación del reactor es lo que entendemos por **análisis del núcleo**. La parte III de este trabajo se ocupa del diseño y análisis de núcleo PWR y BWR.

En este artículo nos limitaremos a exponer algunas características generales de la ingeniería del combustible nuclear, de modo que ello sirva de introducción a los artículos que constituyen las partes II y III. Examinaremos, sucesivamente, los requisitos que han de cumplirse y su incorporación al diseño, las interrelaciones entre las diferentes especialidades y los recursos que se utilizan. Finalmente comentaremos la situación actual en España de la ingeniería del combustible nuclear como actividad industrial.

REQUISITOS, CRITERIOS Y LIMITES DE DISEÑO

Los **requisitos de diseño** son condiciones generales que deben cumplir obligatoriamente los productos, es decir, los elementos combustibles y el núcleo. Según su origen, estos requisitos pueden clasificarse en:

- requisitos públicos,
- requisitos contractuales,
- requisitos internos.

Los requisitos públicos son aquéllos derivados de las disposiciones oficiales sobre seguridad nuclear. Algunos aplican a todas las centrales (p. ej. la Ley de Energía Nuclear) y otros sólo aplican a cada central (p. ej. las Especificaciones Técnicas o los condicionados para la explotación de una central en particular).

Los requisitos contractuales son específicos de cada proyecto y están contenidos en el contrato entre el cliente y el suministrador. Ejemplos de estos requisitos son:

De licenciabilidad: El nuevo núcleo debe cumplir las condiciones vigentes exigidas por el organismo regulador.

De operación: El nuevo núcleo debe satisfacer una determinada capacidad de seguimiento de carga.

De capacidad de potencia: El nuevo núcleo debe ser capaz de funcionar al 100 % de potencia.

De producción de energía: El nuevo núcleo debe satisfacer el plan de utilización de energía acordado.

De compatibilidad: El combustible fresco debe ser mecánica e hidráulicamente compatible con el combustible anterior.

De calidad: En cuanto a materiales, procesos y recursos utilizados.

Garantías acordadas.

Los requisitos internos se derivan de las directrices de la empresa suministradora en cuestiones relacionadas con el diseño de sus productos. Frecuentemente tienen una finalidad comercial (competencia, prestigio, etc.). Así, por ejemplo, una empresa puede ser más exigente que la normativa pública en cuanto al comportamiento de sus productos en determinados accidentes y considerar, a efectos internos, como accidente de Condición III uno definido como de Condición IV.

Examinaremos a continuación cómo se actúa en ingeniería del combustible para incorporar estos requisitos al trabajo de diseño.

Los requisitos de diseño, especialmente los públicos, suelen ser muy generales, y por ello de difícil aplicación directa al trabajo. Es preciso concretar y cuantificar.

El primer paso es el de establecer **criterios de diseño**. Un criterio es una norma para conocer la verdad. Un criterio de diseño es un principio o norma que de cumplirse por el diseño de un producto permite asegurar con certeza que se satisface un determinado requisito de diseño. Los criterios se apoyan en un conjunto de conocimientos teóricos y experimentales que se denominan **bases de los criterios**. Por ejemplo, un requisito de diseño de combustible es el de integridad de la vaina (10 CFR 50 Apéndice A, ANSI N 18.2, párrafo 2.1.2.3).

A este requisito responde el conocido criterio de que «el régimen de transmisión de calor del combustible al refrigerante debe ser tal que no se sobrepase el límite de ebullición nucleada (LEN o DNB)». Las bases de este criterio lo constituyen los resultados de experimentos realizados sobre los regímenes de ebullición.

El segundo paso es el de establecer unos **límites de diseño**. Estos son los valores numéricos extremos que ciertas magnitudes físicas pueden alcanzar para seguir cumpliendo con un criterio de diseño. A su vez los límites de diseño se apoyan en un cuerpo de conocimientos que constituyen las **bases de los límites**. Continuando con el ejemplo anterior, un límite de diseño correspondiente al criterio mencionado es que «el coeficiente de ebullición nucleada (CLEN o DNBR) no sea inferior a 1,3».

La base de este límite de diseño es la correlación W-3.

Del proceso requisito → criterio → límite descrito anteriormente, podemos señalar dos aspectos de interés:

Para cada requisito pueden existir varios criterios válidos.

El límite de diseño correspondiente a un criterio puede evolucionar al irse afinando las bases con las que se estableció dicho límite.

INTERRELACIONES

Una vez traducidos los requisitos en límites, el demostrar que un producto (elemento combustible o núcleo) satisface los límites fijados, es tarea en la que se interrelacionan distintas especialidades técnicas y científicas.

Cada una de estas especialidades ha de profundizar suficientemente en los fenómenos físicos de su parcela utilizando como datos de partida los resultados de los cálculos realizados por las otras especialidades.

Por ejemplo, para comprobar el diseño de una barra combustible es necesario considerar fenómenos físicos tan dispares como la liberación de gases de fisión, la resistencia de materiales, la transmisión de calor, los transitorios de potencia de la central o la historia de potencia y quemado previstos de la barra. A su vez para determinar la historia de operación prevista de un combustible es preciso conocer el rango de validez del diseño de la barra. Llegamos así a una especie de círculo vicioso del que es necesario salir.

Una forma de actuación sería tratar simultáneamente todos los fenómenos con la profundidad requerida, pero esto, en el estado actual de la tecnología, sería inviable por complejo y costoso. Otra posible forma de actuación sería tratar iterativamente el problema, pero además de costosa tiene el inconveniente de las limitaciones de plazo.

La actuación seguida por la ingeniería del combustible es la de «permitir a cada especialidad que profundice, individualmente, en los fenómenos cuyas variables determinantes le pertenecen y que tome para el resto de las variables valores conservadores suficientemente realistas, suministrados previamente por las otras especialidades». Esto se lleva a cabo mediante acciones tales como:

- establecer **bases de diseño**. Las bases de diseño son conjunto de datos de partida, comunes a varias especialidades y fijados o acordados previamente por éstas, para realizar un diseño determinado. Cada especialidad debe después, durante el desarrollo de su actividad, verificar que las bases que de ella dependen se cumplen en el diseño realizado. Por ejemplo, una base de diseño puede ser una determinada distribución radial de potencia conservadora que el ingeniero de diseño nuclear fija de antemano y que permite progresar el análisis termohidráulico del núcleo

sin necesidad de esperar a conocer las distribuciones reales del núcleo en cuestión, las cuales habrá, en todo caso, de comprobarse que están cubiertas por la distribución-base;

- realizar estudios genéricos para eliminar la necesidad de ciertos análisis, proporcionar envolventes o inventarios de variables de interés, o facilitar el establecimiento de bases de diseño;
- realizar estudios de sensibilidad;
- independizar (en lo posible) el diseño del elemento combustible del diseño y análisis del núcleo;
- analizar problemas dinámicos como sucesión de casos estáticos, siempre que pueda justificarse;
- desarrollar herramientas de cálculo más rápidas y complejas.

El conjunto de acciones como éstas constituye uno de los ingredientes principales de la tecnología del combustible nuclear propia de cada suministrador. Esta tecnología reside, aparte de en los conocimientos y experiencia del personal, en los procedimientos técnicos de diseño, en los programas de computador y en los resultados de los trabajos de desarrollo realizados por la compañía.

Para la aplicación industrial de esta tecnología se exige que vaya acompañada de un conjunto de medidas que aseguren la calidad de los productos finales. Estas medidas están delineadas en el Plan del Programa de Garantía de Calidad del suministrador y se desarrollan en unos Procedimientos Operacionales de las organizaciones que intervienen en el proyecto.

RECURSOS

Los principales recursos para realizar la actividad industrial de ingeniería del combustible son: personal, sistemas de cálculo y análisis aceptados, y experimentación.

Personal

En cuanto al personal, la ingeniería del combustible, requiere personas cualificadas y con experiencia, pertenecientes a diversas especialidades. Entre ellas citaremos las más significadas:

- **Diseño mecánico**, denominación frecuente aunque algo ambigua, que incluye actividades como las de diseño del elemento y de la barra, análisis estructural, análisis del comportamiento del combustible, apoyo a fabricación, ensayos, etc.
- **Diseño nuclear o neutrónico**, cuyo énfasis principal está en la determinación del esquema de recarga del nuevo núcleo y de las secuencias de barras, y en el cálculo de la reactividad y de las distribuciones detalladas de quemado y de potencia del núcleo, tanto en operación normal como en accidentes.

- **Diseño termohidráulico**, que se encarga fundamentalmente del análisis termohidráulico de los elementos y del núcleo para comprobar que se satisfacen los límites térmicos.
- **Análisis de seguridad**, dedicado al estudio de los transitorios de la central en los que interviene el núcleo y a evaluar la seguridad de la misma.

Existen además otras áreas de especialidad, tales como las de informática, gestión de autorizaciones oficiales, garantía de calidad y administración de proyectos que apoyan y complementan las anteriores citadas.

Sistemas de cálculo y análisis

Entendemos por sistemas de cálculo y análisis aceptados el conjunto de procedimientos técnicos de diseño y de programas de computador con los cuales es posible realizar y licenciar el diseño y análisis del combustible y del núcleo.

Los procedimientos técnicos de diseño son documentos que especifican cómo se realizan por cada especialidad las actividades de diseño y análisis.

Contienen los criterios y límites de diseño aplicables, las hipótesis utilizadas, el origen de los datos de partida, el método detallado y el destino de los resultados. Para la elaboración de los procedimientos es preciso considerar la normativa legal exigible y utilizar técnicas de ingeniería, para la modelización de los fenómenos a estudiar, y resultados de experiencias de laboratorio o de operación central. Además, los procedimientos deben ser económicos en el sentido de que el coste de su utilización sea el mínimo suficiente para alcanzar el objetivo previsto. Por ejemplo, cuando se trata de demostrar que no se viola un cierto límite de diseño puede bastar un cálculo simplificado conservador sin tener que recurrir a un modelo más costoso aunque proporcione un resultado más próximo al real.

Los programas de computador son el resultado de un esfuerzo científico y técnico de modelización de fenómenos físicos, incorporación de datos y correlaciones experimentales, optimización del proceso de cálculo y simplificación de su utilización por el usuario.

Existe una infinidad de programas de diseño y análisis del combustible y del núcleo, muchos de ellos públicos. Sin embargo, sólo una minoría de estos programas se utiliza en los proyectos que requieren autorización del organismo regulador y, en todo caso, como parte de un sistema (procedimiento + programas) aceptado.

Conviene insistir en las ideas de sistema y de interdependencia entre programas y procedimientos. Así, por ejemplo, para el análisis de accidentes se necesita prever un conjunto de situaciones del núcleo, compatible con la operación autorizada de la central, desde las cuales se postula el comienzo del accidente. Es claro que, aún disponiendo de progra-

mas de cálculo muy exactos, ellos no resolverían el problema de identificar las situaciones del núcleo que deben ser consideradas en el análisis. Su identificación vendría dada por el procedimiento de análisis del accidente en cuestión.

Otra manifestación de la interdependencia entre los programas y los procedimientos es que la sustitución de un programa por otro distinto, más perfecto, no implica necesariamente el perfeccionamiento del sistema y obligaría en todo caso a una reconsideración de los procedimientos.

Por esto, es importante poner en su justa perspectiva a los programas de cálculo aislados y señalar que, en la mayor parte de los casos, su utilización correcta necesita un procedimiento que indique qué cálculos hay que hacer, bajo qué hipótesis y para qué.

Los programas de cálculo utilizados en la ingeniería del combustible suelen estar orientados a aumentar la calidad y la productividad, lo que les confiere unas características especiales. Entre ellas podemos destacar la utilización de:

- **formatos de entrada libre;**
- **bancos de datos**, para facilitar la reiniciación de cálculos desde un estado dado;
- **secuencias automáticas** de cálculo, lo que permite realizar cálculos repetitivos con un mínimo de datos de entrada;
- **bases de datos y programas controladores**, con los que se va en camino de automatizar completamente el diseño, de modo que incluso los procedimientos quedarán computarizados.

Tanto los procedimientos de diseño como los programas de computador están sujetos a las exigencias de Garantía de Calidad. Ello requiere para los procedimientos un control de los cambios o revisiones a los mismos así como de las desviaciones que ocasionalmente y con la debida justificación tenga lugar en cada proyecto concreto.

Para los programas se requiere el control de cambios y de control de la configuración, esto es, un conjunto de medidas destinadas a asegurar que el usuario accede únicamente a la versión vigente de cada programa y que ésta no puede ser modificada indebidamente.

Experimentación

La experimentación es un recurso imprescindible para la ingeniería del combustible nuclear y no sólo para el desa-

rollo de nuevos productos, sino para progresar en el conocimiento del comportamiento de los productos existentes. Entre las instalaciones necesarias para ello citaremos los laboratorios de metalografía, de ensayos de materiales, de examen post-irradiación y de ensayos termohidráulicos (lazos en frío y en caliente), los reactores experimentales y los reactores comerciales. La puesta a punto de estas instalaciones y la realización de los programas experimentales requieren inversiones elevadas y, por ello, existe una creciente tendencia a la colaboración internacional en proyectos conjuntos, llevados a cabo en centros especializados. Así, por ejemplo, existen el Proyecto Halden en Noruega (cuyo amplio alcance sobrepasa al tema específico del combustible), y los Programas de la serie RAMP en Suecia (dedicados al estudio del PCI), RISØ en Dinamarca (para la liberación de gases de fisión) y TRIBULATION en Bélgica (para el estudio del comportamiento del combustible ante transitorios de Condición II). En ellos participan los países y fabricantes de combustible nuclear más destacados de Europa, EE.UU. y Japón. Esperemos que España se incorpore en el futuro a alguno de estos proyectos.

SITUACION EN ESPAÑA

En España las actividades relacionadas con el ciclo del combustible nuclear y, en particular, las de suministro de combustible para los reactores de agua ligera fueron encomendadas por el Gobierno a una empresa nacional (ENUSA) creada a tal fin en 1972. A finales de 1974, ENUSA firmó sendos acuerdos de asistencia técnica y licencia de patentes con General Electric Company y Westinghouse Electric Corporation, para el diseño y fabricación de elementos combustibles y componentes del núcleo de BWR's y PWR's, respectivamente. Como consecuencia de ello y en base a la tecnología recibida y a los entrenamientos efectuados por su personal, ENUSA comenzó sus actividades industriales de ingeniería del combustible en 1978. Hasta el momento se han realizado completamente en España los trabajos de ingeniería de siete recargas PWR y dos BWR para reactores españoles. Esta actividad industrial se ampliará y desarrollará cuando entre en funcionamiento la Fábrica de Elementos Combustibles de Juzbado, cuya construcción y montaje concluirá a principios de 1983.

DISEÑO MECANICO DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES

INTRODUCCION

El procedimiento general del diseño mecánico de elementos combustibles puede resumir en las siguientes etapas:

- Definición de los requisitos funcionales y de comportamiento deseados bajo las condiciones de diseño

establecidas, tanto del elemento combustible como una unidad como de sus componentes.

- Definición de los criterios que aseguren el cumplimiento de los requisitos funcionales y de comportamiento establecidos.

- Evaluación o demostración de que el diseño cumple en efecto con los criterios definidos.
- Materialización del diseño en un producto fabricable.

En este artículo se tratarán estos aspectos del diseño relacionados con los elementos combustibles de reactores comerciales de agua ligera.

DESCRIPCION

Las figuras 1 y 2 representan esquemáticamente los elementos combustibles de un reactor de agua a presión (PWR) y de otro de agua en ebullición (BWR), respectivamente.

En ellos se distinguen dos tipos de componentes, las barras combustibles y la estructura soporte. Las barras combustibles están constituidas por un apilamiento de pastillas cerámicas de óxido de uranio envainadas en tubos de Zircaloy taponados y sellados mediante soldadura; se prevé en la parte superior del apilamiento un plenum o cámara de gases de fisión en donde se aloja un muelle para mantener en posición, durante el transporte y manejo, el apilamiento de pastillas combustibles.

La estructura soporte la constituyen fundamentalmente las rejillas espaciadoras, los cabezales superior e inferior, los tubos guía (PWR) y los de agua (BWR). Las rejillas espaciadoras sirven para mantener la geometría adecuada de las barras combustibles; los tubos guía (PWR) y las barras de agua (BWR) fijan la posición axial de las rejillas; y los cabezales, unidos entre sí mediante los tubos guía (PWR) o mediante barras combustibles de sujeción (BWR), forman la estructura superior e inferior del conjunto. Por último se indicará que los tubos guía (PWR) y los canales (BWR) sirven de guía a los elementos de control.

REQUISITOS FUNCIONALES

La función primaria del elemento combustible es generar y transferir calor al refrigerante (agua) de forma estable y segura.

Para cumplir con esta función primaria el diseñador tiene que identificar los requisitos funcionales específicos en función de su importancia para cada una de las condiciones de diseño señaladas en el apartado 4. Dependiendo del tipo de diseño y del propio diseñador, los elementos combustibles específicos de un diseño y los métodos específicos por los que se demuestra que el elemento combustible cumple con los requisitos funcionales pueden ser diferen-

Tabla 1
PARAMETROS DE DISEÑO

1. Parámetros generales del núcleo	Del refrigerante	- Temperaturas. - Presiones. - Caudales. - Química.
	Neutrónicos.	- Flujo térmico. - Flujo rápido.
	Componentes del núcleo.	- Interrelación con los elementos combustibles.
2. Material combustible	Físicos.	- Dimensiones. - Geometría. - Densidad. - Rugosidad superficial.
	Químicas.	- Composición química.
	Propiedades térmicas.	- Coef. cond. térmica. - Coef. dilat. térmica. - Calores específicos. - Transformaciones de fase. - Punto de fusión.
	Propiedades mecánicas.	- Módulo de Young. - Módulo de Poisson.
	Propiedades metalúrgicas.	- Tamaño grano y distribución. - Tamaño poros y distribución.
	Modelos, teorías o correlaciones.	- Fractura de pastillas. - Liberación de gases de fisión y ocluidos. - Fluencia. - Hinchamiento por irradiación. - Densificación. - Cond. térmica y variación con porosidad. - Dilatación térmica. - Punto de fusión.
3. Barra combustible (excep. material combustible)	Físicos.	- Longitud. - Diámetros. - Espesor de pared. - Ovalidad. - Densidad.
	Propiedades metalúrgicas (vaina y otros componentes)	- Tamaño de grano. - Factores de anisotropía. - Coef. de textura. - Orientación de hidruros.
	Propiedades químicas.	- Velocidad de corrosión. - Velocidades de absorción de hidrógeno. - Preparación superficial antes de irradiar (interna y externa en vaina).
	Modelos, teorías o correlaciones.	- Volumen huecos para acomodar gases de fisión y ocluidos. - Fluencia (colapso y rotura). - Coef. transm. calor agua/vaina. - Conductancia huelgo comb/vaina. - Dilatación térmica. - Arqueo de barra. - Crecimiento por irradiación. - Relajación de tensiones. - Fatiga. - Interacción combustible/vaina. - Rotura por corrosión bajo tensión. - Altura apilamiento combustible. - Rugosidad superficial. - Volumen de huecos + plenum. - Presión interna. - Composición gas de llenado. - Otros componentes [pastillas espaciadoras, muelles, adsorbentes («getters»)].
	Químicos.	- Composición química de componentes.
	Propiedades térmicas. (vaina y otros componentes).	- Coef. cond. térmica. - Coef. dilat. térmica. - Calores específicos. - Transformaciones de fase.
	Propiedades mecánicas. (vaina y otros componentes).	- Módulo de Young. - Módulo de Poisson. - Límite elástico. - Carga de rotura. - Ductilidad. - Velocidades de corrosión. - Velocidades de hidruración. - Deformación plástica de vaina. - Energía almacenada.

		Desgaste vaina por interacción barra-rejilla. Esfuerzos. «Waterlogging». Medios de soporte del plenum (muelles, manguitos...).
4 Conjunto combustible	Físicos	- Dimensiones y su interrelación con componentes internos del núcleo. - Densidad. - Medios de soporte radial y axial. - Rejillas y canales. - Medios de posicionado.
	Químicas	- Composición química de componentes estructurales.
	Propiedades térmicas	- Coef. cond. térmica. - Coef. dilat. térmica. - Calores específicos. - Transformaciones de fase.
	Propiedades mecánicas	- Módulo de Young. - Módulo de Poisson. - Límite elástico. - Carga de rotura. - Ductilidad. - Fatiga. - Resistencia del impacto.
	Propiedades metalúrgicas	- Tamaño de grano. - Factores de anisotropía. - Coeficiente de textura.
	Propiedades químicas	- Velocidades de corrosión. - Fragilización por hidruración.
	Modelos, teorías o correlaciones	- Desgaste. - Vibración (frecuencia y amplitud). - Relajación de tensiones. - Deformación permanente. - Crecimiento por irradiación. - Fuerzas de compresión barra-soporte. - Fuerzas del resorte de sujeción. - Fluencia. - Deposición de «depósitos». - Mecanismos de fractura.

diciones de diseño que han de imponerse; así, por ejemplo, la integridad de la vaina de la barra combustible (relacionada con el requisito anterior) se contempla de distinta manera cuando se trata de condiciones normales de funcionamiento que cuando se tiene en cuenta una condición de accidente tal como la pérdida de refrigerante (LOCA).

En la industria nuclear de procedencia americana es norma utilizar como condiciones de diseño para los elementos combustibles la siguiente clasificación:

Condición I. Operación normal.—En esta condición se contemplan sucesos que se puedan producir frecuentemente o regularmente en el curso normal de operación a potencia, de recarga, de mantenimiento o de maniobra de la central.

Condición II. Incidentes de frecuencia moderada.—Son los sucesos que se espera se produzcan durante la vida del elemento combustible y que pueden dar lugar a una parada del reactor. En esta condición el reactor podrá ser capaz de volver a potencia sin que se requieran aplicar procedimientos especiales de inspección o reparación del combustible.

Condición III. Incidentes de frecuencia escasa.—Son aquellos que pueden suceder infrecuentemente, aunque se espera no se produzcan, durante la vida de un elemento combustible. Bajo esta condición es previsible que se produzcan daños en el elemento combustible que precisen su reparación o sustitución antes de la puesta en marcha de la central.

Condición IV. Fallos limitantes.—Los sucesos de esta condición son aquellos que no se espera que ocurran durante la vida del elemento combustible, pero que se postulan debido a que las consecuencias incluyen potencialmente la liberación de cantidades significativas de material radiactivo.

CRITERIOS DE DISEÑO

Definidos los requisitos funcionales y las condiciones de diseño para las que dichos requisitos deben cumplirse el diseñador deberá establecer los criterios de diseño adecuados que garanticen el cumplimiento con los requisitos funcionales y de comportamientos establecidos.

En este punto es preciso hacer una distinción entre

tes, pero en cualquier caso el diseño deberá satisfacer los siguientes requisitos funcionales.

- Proporcionar y mantener la geometría y posición aceptables del combustible axial y radialmente, es decir, mantener la posición de las barras combustibles dentro del conjunto combustible y de éste dentro del núcleo.
- Facilitar el flujo del refrigerante y la transmisión de calor.
- Aislar el combustible y los productos de fisión del refrigerante.
- Minimizar la pérdida de neutrones.
- Permitir la dilatación térmica y el crecimiento bajo irradiación axiales y radiales de las barras combustibles, del propio conjunto y de los componentes internos del reactor.
- Facilitar el control del proceso de fisión lo que implica facilitar la inserción y extracción de los elementos de control, tolerar la presencia de venenos, acomodar los gradientes de presión y temperatura, así como resistir el desgaste e impactos asociados al movimiento de los elementos de control.
- Ser autosoportables, es decir, ser resistentes al pandeo y estables frente a las distorsiones con otros componentes del núcleo, como las barras de control.
- Resistir las cargas hidráulicas y reducir al máximo los efectos de vibraciones producidos por el refrigerante que pueden dar lugar a fallos por fatiga y desgaste.

rante que pueden dar lugar a fallos por fatiga y desgaste.

- Facilitar la instrumentación en el núcleo.
- Resistir los efectos químicos, térmicos, mecánicos y de irradiación sobre los materiales, tales como la corrosión, hidruración, fragilización por irradiación.
- Facilitar el manejo, transporte, carga en el núcleo y almacenamiento y ser compatible con los respectivos útiles y equipos.
- Optimizar la caída de presión del refrigerante.
- Generar la energía y el grado de quemado garantizados.
- Permitir la refrigeración del núcleo después de un LOCA mediante el ECCS, es decir, no bloquear los pasos del flujo de refrigerante.
- Permitir la parada segura del reactor durante las condiciones de diseño III y IV (ver más adelante).
- Facilitar su almacenamiento y posible reprocesado.
- Ser compatibles mecánica e hidráulicamente con el resto de los elementos combustibles que componen el núcleo, es decir, los elementos de recarga o frescos con los parcialmente quemados.

CONDICIONES DE DISEÑO

El grado de cumplimiento con los requisitos funcionales depende de las con-

- criterios de diseño aplicados a la barra combustible, y
- criterios de diseño aplicados a la estructura soporte.

CRITERIOS DE DISEÑO APLICADOS A LA BARRA COMBUSTIBLE

Puesto que la vaina de la barra combustible representa la primera barrera frente a la liberación de productos de fisión, los criterios de diseño de la barra se refieren, bien directamente o indirectamente, a la vaina. Todos estos criterios tienen como fin asegurar que la integridad de la vaina no será violada bajo las Condiciones I y II, así como que se cumplan ciertos requisitos en condiciones de accidente.

Enumeraremos a continuación los principales criterios generalmente desarrollados por los diseñadores del combustible.

- Temperatura del combustible.
- Temperatura de la vaina.
- Corrosión e hidruración.
- Presión interna de barra.
- Deformación unitaria y esfuerzos en vaina.
- Colapso de vaina.
- Fatiga de vaina.
- Criterios de condiciones de accidentes.

Los cuales pasamos a comentar brevemente a continuación.

Temperatura del combustible

Al fijar este criterio, el diseñador ha de especificar un valor límite de la máxima temperatura del combustible que evite

- una dilatación excesiva (se recuerda que la dilatación volumétrica del UO_2 en fusión es del 9,6 %);
- una inestabilidad de la columna del combustible;
- una liberación o migración excesiva de los productos de fisión;
- una reacción química combustible-vaina;
- contacto combustible fundido-vaina.

El criterio general para los combustibles de los reactores de agua ligera es que durante las Condiciones I y II la temperatura en el centro de la pastilla combustible más caliente será mantenida por debajo del punto de fusión del combustible.

A efectos de análisis, el punto de fusión del UO_2 estequiométrico y no irradiado es de 2.800° C. El diseñador deberá hacer las correcciones oportunas para el caso de un UO_2 hipo o hiper estequiométrico y en función del quemado (disminución de 32° C por 10.000 MWd/TU).

Temperatura de la vaina

Según este criterio la temperatura de la superficie de la vaina ha de limitarse a valores que no aceleren la corrosión que conduciría al fallo de la vaina. Este criterio está relacionado con el de corrosión e hidruración.

Corrosión e hidruración

En el ambiente del reactor la vaina está sometida a ataque corrosivo por el agua refrigerante y a una consecuente absorción del hidrógeno formado por la reacción de corrosión.

El efecto de la corrosión es reducir el espesor y la transmisión de calor en la vaina y el de la hidruración la fragilización del Zircaloy.

El diseñador establecerá un criterio en el que entrarán en juego la temperatura de vaina, el espesor de pared y las ppm de hidrógeno absorbidas al final de vida.

Presión interna de barra

La presión interna en la barra combustible tiene, por un lado, el componente de la presión de gas de llenado en fabricación y, por otro, el de la presión generada por los gases de fisión y ocluidos del combustible. La presión interna tiene efectos sobre el comportamiento de la barra en áreas tales como la fluencia hacia el exterior, la fluencia hacia el interior (colapso); además, junto con la composición de los gases, tiene efecto sobre la conductancia en el huelgo combustible-vaina. En general, al establecer un criterio de presión interna, ésta deberá limitarse a un valor que evite el aumento excesivo de temperatura y la deformación excesiva de la vaina (y su influencia sobre el margen del límite de ebullición nucleada).

Deformación unitaria y esfuerzos en vaina

Estos criterios tienen como fin limitar los esfuerzos y deformaciones producidos en la vaina debidos a fenómenos tales como la presión interna, la dilatación térmica diferencial, el hinchamiento del combustible y la reducción de ductilidad debida a la irradiación y a la precipitación de hidruros. Ejemplos de estos límites son el mantener los esfuerzos efectivos inferiores al límite elástico y las deformaciones por debajo del 1 % de deformación plástica neta.

Colapso de vaina

Debido a las altas presiones del refrigerante (del orden de 75 atmósferas en BWR y 150 en PWR) las vainas de las barras combustibles pueden ser susceptibles de sufrir un colapso a corto y a largo plazo, el primero asociado con la inestabilidad de un tubo bajo presión exterior y el segundo asociado con la fluencia de la vaina. El criterio de colapso de vaina deberá establecer que ambos tipos de colapso no se producirán durante la vida de diseño y ésto teniendo en cuenta los efectos del quemado, nivel de potencia e historia de potencia a las que estará sometida la barra combustible, así como los efectos de la densificación y solubilidad de los gases de llenado en el combustible.

Fatiga de vaina

Durante su estancia en el reactor la barra combustible está sometida a cargas cíclicas debidas a variaciones en presión, temperatura y potencia origina-

das por las operaciones normales de seguimiento de carga del reactor, paradas y arranques programadas, operaciones de recarga, etc.

Estas cargas cíclicas pueden, potencialmente, producir fallos por fatiga en la vaina.

La fatiga de altos ciclos (principalmente las vibraciones inducidas por el refrigerante) pueden tratarse por los métodos generales dados en la Sección III del ASME Boiler and Pressure Vessel Code. En los diseños actuales este tipo de fatiga no representa problemas.

El problema de fatiga de bajos ciclos, fundamentalmente los producidos a partir de la interacción combustible-vaina bajo condiciones de seguimiento de carga del reactor, puede ser importante por las grandes deformaciones plásticas que arrastra.

Además este problema se agudiza al final de vida por la pérdida de ductilidad de la vaina por irradiación e hidruración. Para este análisis el criterio a seguir por los diseñadores es el uso de las curvas de diseño de fallo por fatiga basadas en el modelo de Langer-O'Donnell*.

Criterios para condiciones de accidente

Así como los criterios comentados anteriormente pueden variar de un diseño a otro y de un diseñador a otro, con tal de que se cumplan los requisitos de diseño, en la legislación americana el organismo regulador impone criterios a cumplir en caso de accidentes de fallos limitantes (Condición IV); estos criterios están recogidos en 10CFR50.46 y 10CFR50 App. K y se pueden enunciar así:

- Bajo condiciones de accidente, la temperatura máxima de la vaina no excederá de 2.200° F (1.200° C).
- Bajo condiciones de accidente, la oxidación total de la vaina nunca excederá de 0,17 veces el espesor total de la vaina antes de la oxidación.
- Bajo condiciones de accidente la cantidad total de hidrógeno que provenga de la reacción química de la vaina con el agua o vapor no excederá de 0,01 veces la cantidad hipotética que se generaría si reaccionase todo el metal de la vaina que rodea el combustible, excluyendo la parte que rodea al plenum.

CRITERIOS DE DISEÑO APLICADOS A LA ESTRUCTURA SOPORTE

Los criterios a aplicar en los elementos estructurales del conjunto combustible son, para las Condiciones I y II, los contenidos en los criterios de esfuerzos y fatiga de la Sección III del ASME Boi-

* W. J. O'Donnell y B. F. Langer, «Fatigue Design Basis for Zircaloy Components», Nucl. Sci. Eng., 20: 1-12, 1964.

ler and Pressure Vessel Code aplicables a componentes de Clase I.

Para las Condiciones III y IV, se permiten límites de esfuerzos superiores a los especificados en el ASME Boiler and Pressure Vessel Code. En estas condiciones se admite que la imposición de límites sería impracticable por lo que el criterio a seguir va dirigido a mantener el control del reactor desde un punto de vista de seguridad; así los límites se imponen sobre las deformaciones de los componentes de manera que se cumplan los requisitos funcionales de poder llevar el reactor a situación de parada segura, con geometría refrigerable y no dificultar la inserción de los elementos de control.

Para las condiciones de manejo y transporte el criterio se reduce a limitar las cargas a un número determinado de «g» de manera que se mantenga la estabilidad dimensional del conjunto y, por tanto, su capacidad de operación en el reactor.

PARAMETROS DE DISEÑO

El diseñador deberá identificar y justificar aquellos parámetros que sirvan, directa o indirectamente, para demostrar los criterios de diseño establecidos y que son necesarios para describir o evaluar el comportamiento del elemento combustible. La Tabla I incluye los parámetros a considerar, si bien no necesariamente se limitan a los aquí relacionados.

Estos parámetros, en los que se incluyen modelos, teorías y correlaciones, se desarrollarán mediante métodos analíticos o de ensayos generalmente aceptados.

MARGENES DE DISEÑO

Al establecer un criterio se fijan unos límites de diseño que, generalmente, se traducen en valores numéricos extremos de ciertos parámetros (p. ej., esfuerzos, deformaciones, presiones, temperaturas, etc.) que se deben respetar para cumplir con el criterio.

Estos límites han de darse con un suficiente margen para tener en cuenta las incertidumbres inherentes de las predicciones de los análisis o ensayos. El diseñador deberá establecer un método para demostrar que existe un margen adecuado, método que puede estar basado en análisis probabilísticos, de sensibilidad, del caso más desfavorable, análisis combinado de los tres anteriores o en referencias a datos experimentales que verifiquen el establecimiento de los límites de diseño.

EVALUACION DE DISEÑO

Los métodos para demostrar que se cumplen los criterios, límites y parámetros de diseño son:

- Experiencia de funcionamiento.
- Ensayo de prototipos; y
- Predicciones analíticas.

Experiencia de funcionamiento

Este método se aplicará cuando la ca-

racterística de diseño a evaluar está ya demostrada por la experiencia de funcionamiento de un diseño similar.

Ensayo de prototipos

Cuando no se pueda demostrar una experiencia de funcionamiento (caso de introducción de un cambio de diseño que represente una novedad), es necesario acudir a ensayos de prototipos para evaluar la característica de diseño en cuestión. Estos ensayos pueden realizarse, dependiendo de la característica a evaluar, fuera del reactor o en el reactor.

Ejemplos de ensayos fuera del reactor son:

- Ensayos estructurales de rejillas espaciadoras.
- Ensayos estructurales del elemento combustible (rigidez lateral, axial, torsional, frecuencia y amortiguación).
- Ensayos hidráulicos del elemento combustible (fuerzas de elevación, desgaste de barras de control, vibraciones inducidas).

Ejemplos de características de diseño a evaluar mediante ensayos de prototipos en el reactor son:

- Integridad de vaina.
- Relajación de tensiones en muelles de rejillas.
- Relajación de tensiones en resortes de sujeción (PWR).
- Crecimiento y arqueado de barra combustible.
- Crecimiento y arqueado del elemento combustible.
- Distorsión y desgaste de canales (BWR).

Predicciones analíticas

Existen ciertos criterios y parámetros de diseño que sólo pueden evaluarse mediante cálculos analíticos. Un ejemplo relevante es la predicción de temperaturas en la barra combustible; estos cálculos requieren programas de cálculo complejos en los que se modela integralmente el comportamiento de la barra combustible mediante una gran variedad de modelos fenomenológicos tales como:

- Distribución radial y axial de potencia.
- Distribución de quemado en el combustible.
- Coeficiente de transmisión de calor vaina-refrigerante.
- Coeficiente de transmisión de calor combustible-vaina.
- Conductividad térmica del combustible, vaina y capas de óxido y «depósito».
- Conductividad térmica de la mezcla gaseosa en el huelgo combustible-vaina.
- Producción y liberación de gases de fisión.
- Presión interna de barra y composición de gases.
- Solubilidad de gases de llenado en el combustible.

- Espesor de capas de óxido y «depósito».
- Crecimiento por irradiación y fluencia de la vaina.
- Dilatación térmica del combustible y de la vaina.
- Presión de contacto combustible-vaina.
- Hinchamiento por irradiación del combustible.
- Reestructuración y relocalización del combustible.
- Densificación del combustible.

Debido a la estrecha interrelación entre estos modelos, la evaluación de ciertas características de diseño (en este caso ejemplo, la de distribución de temperaturas en el combustible) se hace contrastando los resultados del programa integral de comportamiento de la barra combustible con datos experimentales, con problema de prueba o con resultados de otros códigos homologados.

MATERIALIZACION DEL DISEÑO

Los resultados de los diseños mecánico, nuclear y termohidráulico han de plasmarse en documentos que definan claramente el producto a fabricar, reflejando con exactitud la intención del diseño. Estos documentos son fundamentalmente, los siguientes:

Planos del producto que definen la configuración física con sus dimensiones y tolerancias asociadas del elemento combustible y sus componentes, refieren las especificaciones aplicables y las características de inspección.

Especificaciones del producto, que resumen los requisitos de diseño aplicables e identifican los controles de los procesos y niveles de muestreo de inspección.

Especificaciones de ensayo de materiales, que identifican los requisitos de ensayo (destructivos o no-destructivos) de las materias primas, componentes, subconjuntos y conjuntos, incluyendo métodos y procedimientos.

Especificaciones de proceso, que especifican los controles sobre el proceso para garantizar la calidad del producto.

Especificaciones de manejo y transporte, que definen los requisitos y límite de diseño relacionados con el equipo de manejo y transporte de los elementos combustibles.

En la elaboración de estos documentos la interrelación entre los grupos de diseño, de fabricación y de control de calidad debe ser muy estrecha puesto que un diseño para ser realizable debe contemplar el aspecto de fabricabilidad, es decir, debe considerar el estado actual de las técnicas de fabricación y de inspección, tanto de las materias primas a emplear como el de los procesos utilizados en la propia fabricación e inspección de componentes, sin olvidar, por supuesto, el factor económico que pue-

de conllevar la selección de dichos materiales y procesos.

COMENTARIO FINAL

En los anteriores apartados se ha expuesto el procedimiento general para el diseño y evaluación mecánicos de los elementos combustibles de los reactores comerciales de agua ligera. Del examen de los requisitos, condiciones, criterios y parámetros de diseño se puede deducir que para conseguir un diseño seguro, fiable, económico y fabricable deben de analizarse una gran variedad de factores y fenómenos que gobiernan el comportamiento del elemento combustible; por

otra parte, para demostrar la fiabilidad del diseño, el análisis de los parámetros y modelos fenomenológicos en los que se basan los criterios deberá estar contrastado con la experimentación que, en casos de nuevos diseños, llega hasta la irradiación de prototipos en reactores comerciales.

Es a través del acopio y análisis de datos experimentales sobre el comportamiento de los elementos combustibles cómo se van afinando parámetros y modelos cada vez más representativos que dan lugar, junto al avance en las técnicas de fabricación, al desarrollo de productos más seguros y fiables.

DISEÑO Y ANALISIS DE NUCLEOS DE REACTORES PWR

INTRODUCCION

Se entiende por **diseño del núcleo** el conjunto de actividades que conducen a establecer la configuración del núcleo, y por **análisis del núcleo**, el conjunto de actividades que permite comprobar todos los requisitos de diseño, y generar un conjunto de información de interés para el arranque y operación del reactor.

En este artículo se hace una descripción de las actividades, que se realizan para alcanzar los objetivos del diseño y análisis del núcleo, sin mencionar los recursos humanos e informáticos que son necesarios para el desarrollo de las mismas.

GENERALIDADES

Cada cierto tiempo las centrales nucleares de agua ligera necesitan realizar una parada para recargar el núcleo del reactor e iniciar un nuevo ciclo de operación. Para cada una de estas recargas

hay que diseñar un nuevo núcleo y demostrar que la operación del reactor se puede hacer de forma segura.

El conjunto de actividades que constituyen el Diseño de una Recarga PWR se muestra de forma simplificada en la figura 1.

Como se ve, para cumplir con los requisitos de diseño, es necesaria la participación de distintas especialidades de ingeniería.

La interrelación entre ellas hace que el proceso para alcanzar los objetivos de diseño sea una tarea compleja de planificación y de perfeccionamiento de los procedimientos operacionales y técnicos.

A continuación se describen los grupos funcionales en los que se organizan las distintas especialidades y sus interrelaciones.

Grupos funcionales de diseño de recargas PWR

SECUENCIA DE LAS ACTIVIDADES DE DISEÑO

Las actividades que aparecen en el diagrama de la figura 1 se van a describir agrupadas en las fases siguientes:

- Información preliminar. Estudio de Ciclos.
- Bases de Diseño. Inicialización.
- Diseño de la Barra Combustible.
- Esquema de Recarga.
- Cálculos para el Análisis de Seguridad. Informe de Evaluación de Seguridad de la Recarga.
- Cálculos para el Informe de Diseño Nuclear y de Operación del Ciclo.
- Seguimiento de la Operación. Seguimiento de la Fabricación.

Información preliminar. Estudio de Ciclos.

La información de partida se obtiene del Cliente y se refiere fundamentalmente a datos de operación de ciclos anteriores y a los planes futuros de operación.

Junto con la orden para iniciar el trabajo, se documenta toda la información necesaria para iniciar las actividades de Ingeniería, así como un Programa de Trabajo que coordine en el tiempo todas las actividades de diseño.

A partir de los requisitos de Ingeniería que el Explotador de la central fija para el Ciclo actual y sucesivos, Diseño Nuclear realiza estudios sobre estos ciclos para tratar de optimizar en cada uno de ellos, el número de elementos frescos que se van a recargar y su enriquecimiento. Estos estudios de Gestión del Núcleo pueden variar bastante en su complejidad dependiendo fundamentalmente de las opciones diferentes que el Explotador de la central quiera considerar en la operación del reactor y del grado de optimización que se pretenda de la utilización del combustible.

Como mínimo en la Gestión del Núcleo se efectúan cálculos para establecer:

- enriquecimiento y número de elementos del combustible fresco;
- duración de los ciclos;
- quemados de descarga por región y por lote del núcleo.

El resultado de estos estudios no permite establecer un esquema de recarga preliminar que cumpla satisfactoriamente con los requisitos del cliente.

Los resultados de los estudios de Gestión del Núcleo proporcionan también la información de partida para que Diseño Mecánico inicie las actividades del diseño y análisis de la barra combustible, que consiste en analizar el cumplimiento de los requisitos operacionales que le aplican.

El conjunto de parámetros de barra resultantes del diseño, así como el enriquecimiento y el número de elementos frescos, se transmiten a Fábrica y a los demás Grupos Funcionales de Ingeniería.

Se completa así la información que inicialmente Ingeniería debe enviar a Fábrica sobre la Lista de Materiales,

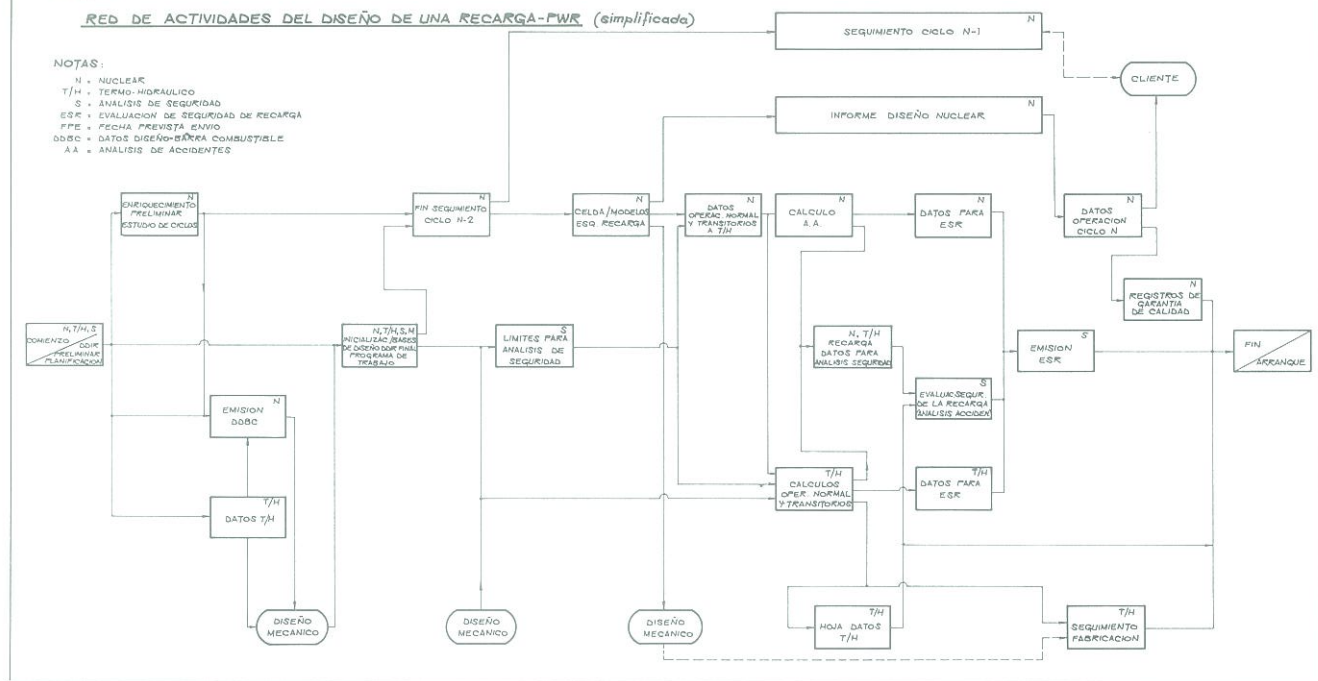
Grupo de Diseño	Areas de mayor énfasis
Nuclear	- Estudios de ciclos y esquemas de recarga - Distribuciones detalladas de potencia y de quemados - Reactividad y coeficientes de reactividad - Seguimiento de carga - Seguimiento de la operación del núcleo
Termohidráulico	- Temperaturas del combustible - DNB (LEN) - Pérdidas de carga y empuje - Límites de seguridad
Análisis de Seguridad	- Variación con el tiempo de las magnitudes globales que definen el estado de la central en situaciones de incidentes y accidentes - Sistemas de protección y control
Mecánico	- Seguimiento de fabricación - Diseño de la barra combustible - Análisis estructural. Esfuerzos y deformaciones - Comportamiento del combustible

Fig. 1

RED DE ACTIVIDADES DEL DISEÑO DE UNA RECARGA-PWR (simplificada)

NOTAS:

N = NUCLEAR
T/H = TERMO-HIDRÁULICO
S = ANÁLISIS DE SEGURIDAD
ESR = EVALUACIÓN DE SEGURIDAD DE RECARGA
PPE = FECHA PREVISTA FIN DE PROYECTO
DBRC = DATOS DISEÑO-BARRA COMBUSTIBLE
AA = ANÁLISIS DE ACCIDENTES



Planos y Especificaciones necesarios para la fabricación del combustible.

Bases de Diseño. Inicialización

En esta fase, todos los Grupos de Diseño concurren para establecer las Bases de Diseño y el Programa Final de Trabajo.

El objetivo es recopilar, examinar y documentar toda la información requerida y formar una base de diseño completa, que sirva de punto de partida para establecer el esquema de recarga de referencia.

La elaboración de las bases específicas para el diseño del Ciclo actual supone definir las Bases de Licencia y los Criterios y Límites de Diseño Mecánico, Termohidráulico y Nuclear, para lo cual se revisan todos los informes pertinentes de la Central y Ciclo, así como la normativa de diseño aplicable.

Esquema de Recarga

A partir de la información de seguimiento del final del Ciclo n-2, se revisan y se queman los modelos nucleares que simulan la operación del Ciclo n-1, que sirven de partida para la generación de los modelos nucleares del Ciclo n.

Con los datos de secciones eficaces del combustible fresco y los del combustible quemado hasta el final de la vida prevista del Ciclo n-1, se generan nuevos modelos nucleares para el Ciclo n utilizando esquemas de recarga tentativos.

Se sigue un proceso iterativo de mejora de las características físicas del núcleo, optimizando la distribución de los elementos combustibles que componen el núcleo hasta llegar a un esquema de recarga que fundamentalmente se supone que cumple con todos los requisitos exigidos al diseño. Esta suposición se va a verificar detalladamente a lo largo de todos los cálculos de diseño.

Se establece a partir de este momento el Esquema de Recarga Preliminar del que posteriormente se realizará un Análisis de Seguridad.

Para los cálculos se generan modelos nucleares mono, bi y tridimensionales, y los correspondientes modelos para el análisis termohidráulico y de seguridad.

Una vez realizado el Análisis de Seguridad y considerado aceptable, el Esquema Preliminar se convierte en Esquema de Recarga de Referencia.

A partir del Esquema de Referencia se realiza el Plano de Carga del Núcleo, que será enviado al Explotador de la Central con la información necesaria para la carga del nuevo núcleo.

Cálculos para el Análisis de Seguridad. Informe de Evaluación de Seguridad de la Recarga.

Diseño Nuclear realiza los cálculos necesarios para evaluar los parámetros nucleares en las áreas siguientes:

- Coeficientes y parámetros de reactividad del núcleo.
- Valores de barras de control.
- Datos para la operación normal.
- Datos para accidentes específicos.

Se considera la variación de estos parámetros con:

- el quemado del ciclo;
- el nivel de potencia;
- las distintas configuraciones de barras permitidas por las Especificaciones de Funcionamiento;
- la ventana de quemado del ciclo anterior.

Diseño Nuclear transmite parte de la información generada a Diseño Termohidráulico, agrupándola en dos áreas:

- Datos para la Operación Normal, con los que se evalúan el margen en el DNB (LEN) y la temperatura del combustible, dentro de los límites de operación que figuran en las

Especificaciones de Funcionamiento.

- Datos para Accidentes Específicos, con los que se analiza el margen hasta los límites de Diseño Termohidráulico, para los accidentes que figuran en el Informe Final de Seguridad y requieren una evaluación termohidráulica y no están analizados de forma genérica.

Los accidentes típicos que estudia Diseño Termohidráulico son los siguientes:

- Pérdida de refrigerante.
- Desalineamiento de barras de control o cualquier nivel de potencia.
- Rotura de la Línea de Vapor.

Además de los cálculos anteriores, Diseño Termohidráulico realiza en esta etapa los siguientes:

- Densificación del combustible.
- Penalización por arqueo de barra.
- Obtención de los límites de operación del núcleo.
- Temperaturas y presión interna del combustible.
- Evaluación hidráulica del núcleo y del elemento combustible.

De los cálculos realizados por los Grupos Nuclear y Termohidráulico, se preparan los datos necesarios para que el Grupo de Análisis de Seguridad evalúe si para el nuevo núcleo se cumplen los límites de seguridad aplicables al diseño.

En el proceso de evaluación de la seguridad del nuevo núcleo se revisan todos los accidentes que originalmente fueron considerados en el Informe Final de Seguridad. En esencia consiste en comparar los valores de referencia de los parámetros claves de seguridad con los valores de recarga procedentes de los cálculos de los Grupos Nuclear y Termohidráulico, para determinar la aplicabilidad del análisis de seguridad de referencia o la necesidad de reanálisis.

En los casos en que se requiera un reanálisis el Grupo de Análisis de Seguridad realizará los cálculos necesarios para demostrar que se cumplen los límites de seguridad aplicables al diseño.

Los resultados del análisis de seguridad se resumen en el Informe de Evaluación de Seguridad de la Recarga, que se envía al Cliente, y éste al Organismo Regulador de la Seguridad Nuclear, para obtener la Licencia que autorice la recarga y operación del núcleo.

Cálculos para el Informe de Diseño Nuclear y Operación del Ciclo.

Una parte importante del esfuerzo que realiza el Grupo de Diseño Nuclear durante el diseño de una recarga se emplea en realizar los cálculos necesarios para el Informe de Diseño Nuclear (IDN). Para ello utiliza los modelos de cálculo generados en etapas anteriores y los aplica a las condiciones específicas de cada cálculo.

Los resultados de los cálculos se documentan en el IDN cuyo objetivo es suministrar información sobre el nuevo núcleo, que sea útil para las pruebas de arranque y la operación subsiguiente de la central, y como tal sea usada por el Explotador de la Central.

Su contenido estándar se agrupa en seis secciones y un apéndice:

La Primera Sección sirve de introducción y describe la situación de la central y los Objetivos y Métodos de Diseño Nuclear.

La Segunda Sección contiene una descripción detallada de las Características del Núcleo y el Esquema de Recarga de Referencia.

La Tercera Sección muestra los Datos de Quemado del Núcleo. Se detallan la concentración de boro y las distribuciones de potencia a lo largo de la operación nominal del ciclo.

La Cuarta Sección analiza la Capacidad de Potencia del Núcleo en condiciones de operación normal y sobrepotencia, limitada por el cumplimiento de los Requisitos de Seguridad y de las Especificaciones de Funcionamiento.

La Quinta Sección trata de los Parámetros de Reactividad del Núcleo, en función del quemado del ciclo, nivel de potencia y distintas configuraciones de barras de control, cubriendo de forma orientativa todas las posibilidades que se pueden presentar durante la operación del reactor.

La Sexta Sección, trata del Control de la Reactividad mediante el boro disuelto y el sistema de barras de control. Se detallan los requisitos de boro para distintas condiciones del núcleo, los requisitos de reactividad de las barras de control y los márgenes de parada, los valores diferenciales e integrales de barras de control y las distribuciones radiales de potencia con barras de control.

En el Apéndice se incluye información necesaria para el arranque del reactor, y los parámetros del núcleo a los que se aplican los Criterios de Aceptación de las Pruebas de Arranque a Cero

Potencia, que el Organismo Regulador de la Seguridad Nuclear exige antes de iniciar la operación a potencia del nuevo Ciclo.

Seguimiento de la Operación. Seguimiento de la Fabricación

Paralelamente a otras actividades el Grupo de Diseño Nuclear realiza el Seguimiento del Ciclo en operación (Ciclo n-1).

La información enviada por la Central se contrasta con los resultados de los cálculos de diseño, y sirve para alcanzar los objetivos siguientes:

- Validar los modelos de cálculo utilizados en el diseño y sus resultados.
- Verificar el cumplimiento de los límites de diseño.
- Proporcionar datos para mejorar las predicciones sobre el final del Ciclo n-1.
- Detectar posibles anomalías en la operación, o en la distribución de potencia en el núcleo.

Tiene especial interés el conjunto de medidas que se realizan en la Central para las Pruebas de Arranque del Ciclo, que se contrastan con los valores documentados en el Apéndice del IDN.

Es en esta fase inicial de la operación donde se verifica el cumplimiento de los Criterios de Aceptación sobre las Pruebas de Arranque, y se obtiene evidencia de la capacidad del Sistema de Control para garantizar los márgenes de anti-reactividad que establecen los Criterios de Diseño. Con los resultados de este análisis el Organismo Regulador autoriza la operación subsiguiente del Ciclo.

En la fase final del diseño de la recarga los Grupos de Diseño Mecánico y

Termohidráulico realizan el Seguimiento de la Fabricación.

Diseño Mecánico verifica el cumplimiento de los planos y especificaciones para fabricación, y analiza las posibles desviaciones que se puedan producir durante el proceso.

Diseño Termohidráulico verifica, a través de los datos del combustible fabricado, que los factores de incertidumbre utilizados en el diseño son conservadores.

Con el suministro al Cliente de los datos analíticos para el seguimiento de la operación del Ciclo n, y la revisión de la documentación generada durante el diseño para asegurar el cumplimiento de los Requisitos de Garantía de Calidad, se finalizan las actividades del diseño de una recarga.

COMENTARIO FINAL

Como se desprende de los diagramas de actividades del Diseño y de interrelación entre los distintos Grupos Funcionales, la planificación para cada proyecto de recarga de los recursos humanos e informáticos tiene una influencia decisiva en la viabilidad del programa de trabajo para dicho proyecto.

Cada vez es más habitual que el programa de tiempo típico para el diseño de una recarga, se vea fuertemente perturbado por condicionamientos especiales para la Central y el Ciclo. A veces hay que hacer el rediseño de la recarga en muy poco tiempo. En esta circunstancia, sólo se pueden alcanzar los objetivos del diseño cuando Ingeniería dispone de buenos procedimientos de diseño, automatizados en gran parte.

DISEÑO Y ANALISIS DE NUCLEOS BWR

INTRODUCCION

Como es bien conocido las centrales nucleares del tipo LWR necesitan realizar una parada periódica a fin de reemplazar el combustible ya gastado. Como consecuencia de tal operación va a resultar un núcleo del reactor sustancialmente diferente del anterior, por lo que es necesario realizar una serie de actividades de ingeniería tendentes tanto al diseño de la nueva configuración, como a analizar el impacto que la alteración presenta sobre la seguridad de la central.

Para centrales BWR, la actividad industrial de diseño y análisis de recargas, va a presentar los objetivos siguientes:

- Obtener la nueva configuración del núcleo, también denominada esquema de recarga, que cumpliendo con una serie de requisitos básicos, satisfaga las necesidades de energía previstas.

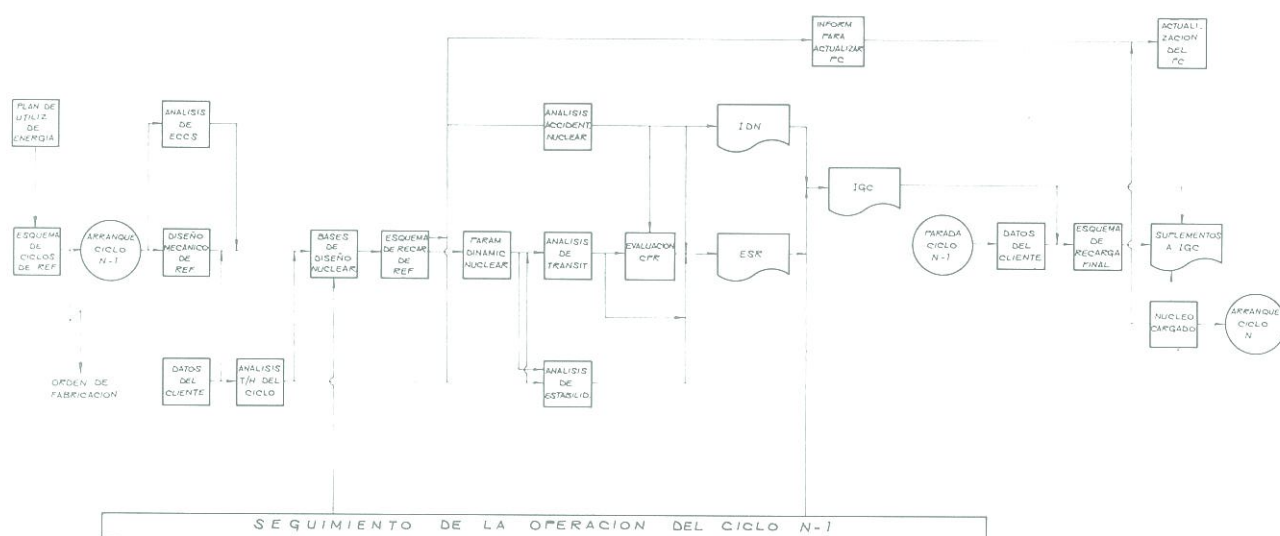
- Realizar los análisis de seguridad necesarios para soportar la licenciabilidad del nuevo núcleo.
- Generar la información que sirva de soporte para ayudar a la operación del reactor.
- Actualizar el ordenador de proceso de la central.

Para alcanzar tales objetivos se necesita de una infraestructura básica compuesta, además del personal adecuado, de:

- procedimientos técnicos de diseño;
- modelos de cálculo homologados;
- programas de Garantía de Calidad;

y que al haber sido comentados en otro artículo de este número, no se tratará aquí en mayor profundidad.

El cumplimiento de los objetivos señalados requiere la realización de una serie de tareas, que esquemáticamente



SECUENCIAS Y ACTIVIDADES DEL PROCESO DE DISEÑO Y ANALISIS DE UNA RECARGA BWR

se resumen en la figura 1. Como puede observarse el diseño del núcleo para un ciclo n se inicia con anterioridad al comienzo del ciclo anterior, aunque el esfuerzo principal se realizará durante la operación de éste. Esta anticipación, debida en gran parte a requisitos reguladores, presupone la necesidad de estimar las condiciones del núcleo a fin de Ciclo $n-1$ que serán el punto de partida para configurar el nuevo núcleo, para lo que a su vez se necesita suponer la operación de gran parte de ese ciclo. Estas hipótesis deberán posteriormente ser comprobadas con la realidad a fin de validar los resultados obtenidos.

El proceso de diseño y análisis puede dividirse en cuatro fases claramente diferenciadas, y que se exponen a continuación:

ESQUEMA DE CICLOS

El propietario de la central fija sus requisitos energéticos para el ciclo a analizar y para sucesivos ciclos en el denominado Plan de Utilización de Energía. A partir de ello mediante el esquema de ciclos se pretende obtener:

- una estimación fidedigna del número de elementos combustibles frescos que será necesario cargar en cada ciclo junto con su tipo y enriquecimiento;
- una primera aproximación al esquema de recarga;
- un enfoque a largo plazo de la estrategia de recarga del ciclo a diseñar.

Como resultado material de esta fase se obtiene la orden de fabricación de elementos combustibles.

El grado de precisión de los resultados a obtener es variable en función del objetivo perseguido y de la calidad de los datos de partida.

BASES ESPECIFICAS DE DISEÑO

La elaboración de las bases específicas para el diseño del ciclo n, y que será posteriormente el punto de partida para establecer el esquema de recarga de referencia, supone la preparación de todo el conjunto de información necesario para soportar, definir y concretar el trabajo a realizar. Las siguientes actividades están incluidas en esta fase:

Definición de Bases de Licencia: información de carácter genérico, recogida fundamentalmente en «Topical Reports», que soporta la metodología, suposiciones, conservadurismo y otros condicionantes del proceso de análisis y cuyo seguimiento simplificará posteriormente la autorización de la operación por parte de la autoridad reguladora.

Diseño mecánico de referencia: el diseño mecánico de los elementos combustibles tiene carácter genérico. Por tanto, aquí se pretende confirmar que las características específicas del ciclo y central en cuestión están cubiertas por los parámetros con que se realizó el análisis de referencia, y, por tanto, sigue siendo aplicable.

Análisis termohidráulico del ciclo

Este análisis pretende alcanzar los siguientes objetivos:

- Evaluar las características termohidráulicas propias del ciclo a analizar, comprobando que los parámetros de interés están dentro de los rangos impuestos por los límites de diseño de la central.
- Suministrar información de carácter termohidráulico necesaria para otros grupos de diseño.
- Evaluar límites de operación de origen termohidráulico.
- Generar la información que le corresponda para posteriormente poder actualizar el ordenador de proceso de la central.

Análisis de LOCA

Los requisitos exigidos por el 10CFR50.46 y 10CFR50 Apéndice K implican la existencia del límite de operación conocido como MAPLHGR⁽¹⁾. Los valores numéricos de este límite dependen tanto de las características de la central y sus sistemas de emergencia como de los del elemento combustible. Un cambio en éste último bien en geometría, enriquecimiento, concentración de gadolinio, o nivel de prepresurización, implica la necesidad de determinar el correspondiente valor o valores de MAPLHGR.

Bases de diseño nuclear

La recopilación de toda la información necesaria para definir el esquema de recarga de referencia constituye las

bases de diseño nuclear. La tabla I muestra un esquema de los parámetros más sobresalientes.

LICENCIA DEL NUCLEO

El alcance básico de esta fase lo constituye la generación de la información fundamentalmente de seguridad que asegure la licenciabilidad del nuevo núcleo.

Esquema de recarga de referencia

Los requisitos anteriormente determinados, junto con una suposición de la operación del Ciclo n-1 a partir de la realmente efectuada hasta el momento de iniciar el análisis servirán de base para determinar el esquema de recarga de referencia para el ciclo de interés. El conocimiento de este esquema es básico para realizar los análisis de seguridad del nuevo núcleo. Dado que generalmente la documentación de licencia debe ser presentada con antelación al arranque del ciclo, y que el propio proceso de análisis requiere de un determinado plazo, el esquema de recarga debe conocerse con bastante anterioridad a la parada del Ciclo n-1. La incertidumbre que en el diseño del esquema supone la falta de conocimiento real de toda la operación anterior debe ser superada mediante hipótesis lo suficientemente seguras como para que cuando posteriormente se compruebe el fin de ciclo previsto con el real, las desviaciones existentes no sean de magnitud suficiente para alterar significativamente el esquema de recarga de referencia.

Análisis de seguridad del nuevo núcleo

Este estudio pretende demostrar que las conclusiones fundamentales alcanzadas en el informe de seguridad de la central siguen siendo válidas, y que las características del nuevo núcleo no afectan significativamente a la seguridad de la instalación. También pretende determinar nuevos valores para los límites impuestos en Especificaciones de Funcionamiento si ello fuera preciso.

Este análisis alcanza a las siguientes áreas:

Análisis de accidentes nucleares incluyendo como tales el Accidente de Caída de Barra de Control, el Error en la Extracción de Barras de Control y el Error en la Carga de un Elemento Combustible.

Análisis de estabilidad considerando tanto la estabilidad hidrodinámica de los canales, como la estabilidad total del núcleo, es decir, incluyendo tanto el acoplamiento entre canales como las realimentaciones por coeficientes de reactividad.

Análisis de transitorios. Se evalúa el impacto que sobre las principales variables de proceso se produce ante fenómenos transitorios y como consecuencia tanto del nuevo núcleo como de modificaciones efectuadas en los equipos y sistemas que pudieran haber sido realizadas durante la parada.

El principal límite de operación que puede verse afectado por estos análisis es el correspondiente al CPR ⁽²⁾.

Evaluación de Seguridad de la Recarga

La documentación necesaria para apoyar la licenciabilidad del nuevo núcleo, recoge además de la metodología básica empleada, los siguientes aspectos referentes a los análisis efectuados.

- Esquemas de recarga.
- Descripción y evaluación del elemento combustible (si fuera necesario).
- Análisis de accidentes.
- Cambios en especificaciones de funcionamiento (si fuera necesario).

Informe de diseño nuclear

El informe de diseño nuclear presenta un resumen de las principales características nucleares del nuevo núcleo y recoge los valores esperados de una serie de parámetros, mostrándose el cumplimiento tanto de los límites de diseño como de los de operación. Este informe va dirigido principalmente hacia la Sección Nuclear de la Central.

GESTION DEL NUCLEO Y APOYO A LA OPERACION

La última fase de la actividad industrial tiene un doble objetivo. De un lado comprobar la validez del diseño una vez finalizada la operación del ciclo anterior o de referencia. Por otro lado apoyar la operación del ciclo de interés.

Para lo primero, una vez recibida de la central, información sobre el final del

ciclo previo, así como de cualquier incidencia que pudiera afectar al diseño realizado se procede a comprobar la validez del esquema de recarga de referencia, o a realizar las modificaciones que fueran necesarias, comprobándose entonces la aplicabilidad del análisis de seguridad efectuado. Como resultado se obtiene el esquema de recarga final.

El apoyo a la operación implica un conjunto de recomendaciones que alcanzan a los siguientes aspectos:

- Estrategia de operación de barras de control.
- Soporte para las pruebas nucleares en el arranque.
- Predicciones sobre las distribuciones de potencia y quemado a lo largo del ciclo.
- Cualquier incidencia que pueda surgir durante la operación.

Por último, aunque no cronológicamente, se procede a actualizar el ordenador de proceso de la central de manera que éste refleje adecuadamente la nueva configuración del núcleo. El proceso se realiza a partir de la generación de constantes, tanto nucleares como termohidráulicas, junto con las específicas del propio ordenador, y que son necesarias para las diversas correlaciones que ese ordenador utiliza.

NOTAS

- (1) MAPLHGR: Maximum Average Linear Heat Generation Rate.
- (2) CPR: Critical Power Ratio.
- (3) P. C.: Ordenador de proceso.

T I

Información recogida en las Bases de Diseño Nucleares

DE LA CENTRAL

- Plan de utilización de energía.
- Información sobre la operación del Ciclo n-1.

DEL ESQUEMA DE CICLOS

- Estimación del tipo y número de elementos combustibles, así como del esquema de recarga y del quemado de descarga.

DEL ANALISIS DE LOCA

- MAPLHGR en función del quemado para cada tipo de combustible.

DEL DISEÑO MECANICO

- Límites termomecánicos.
- Límites para garantías del combustible.
- Características mecánicas de los elementos.

DEL ANALISIS TERMOHIDRAULICO

- Estimación del valor límite del MCPR de operación.
- Características termohidráulicas para los modelos nucleares.

DE DISEÑO NUCLEAR

- Inventario de elementos combustibles disponibles.
- Límites nucleares: coeficientes de reactividad, margen de parada, etc.
- Factores de pico de diseño.
- Proyección del final del Ciclo n-1.
- Condiciones de operación para el Ciclo n.