

CODIGOS DE CALCULO ESTACIONARIO Y TRANSITORIO DEL NUCLEO DE REACTORES DE AGUA LIGERA

José M.^a ARAGONES

Se presenta una revisión de los códigos de cálculo por computador desarrollados en diferentes países para modelar el núcleo de reactores de agua ligera de forma acoplada neutrónica y termohidráulica. Se incluyen códigos de análisis estacionario, en condiciones nominales y no-nominales de operación y quemado, y de análisis transitorio. Se contemplan las aplicaciones de estos códigos en el diseño nuclear, operación del reactor y análisis de seguridad, con un resumen de la metodología de los códigos y de los requisitos en computadores.

INTRODUCION

El flujo neutrónico, y en consecuencia la distribución de potencia en el núcleo de reactores de agua ligera, depende de las secciones eficaces macroscópicas, que a su vez dependen, entre otras variables, de la temperatura y densidad del agua. Estas variables termohidráulicas dependen a su vez de la distribución de potencia, es decir, del flujo neutrónico. En las condiciones de operación a potencia es necesario incluir este acoplamiento del cálculo neutrónico y termohidráulico en todo el núcleo, es decir, mediante modelos tridimensionales. También se precisa representar explícitamente las distribuciones no uniformes del quemado del combustible, de los productos de fisión (especialmente del Xenon) y de los absorbentes consumibles, así como la inserción de las barras de control.

Los códigos que han sido desarrollados para el cálculo del núcleo con estos requisitos son de dos tipos generales, en función de la clase de problemas que tratan, estacionarios o transitorios, y en consecuencia de sus metodologías y características generales.

El primer tipo se aplica a cálculos estacionarios en diferentes configuraciones y condiciones del núcleo, tanto en las pruebas como en la operación y quemado de cada ciclo de recarga, así como a los cálculos de transitorios lentos con variación de las concentraciones de xenon. Estos cálculos constituyen la parte esencial de la gestión intranuclear del combustible, del análisis del arranque y pruebas y del diseño nuclear de cada ciclo de recarga. También son de relevancia en el soporte a la operación (especificaciones técnicas, con márgenes o programas de inserción de barras, banda de la asimetría axial, etc.) y en el análisis de seguridad (factores de pico, coeficientes y efectos de reactividad, margen de parada, etc.) de cada ciclo de recarga.

Los códigos para algunas de esas aplicaciones pueden representar el núcleo mediante modelos uni o bidimensionales, pero en general se requiere una representación tridimensional del núcleo con tratamiento, al menos a nivel nodal, de todos los efectos neutrónicos y termohidráulicos relevantes. Estos códigos tridimensionales se denominan frecuentemente simuladores del núcleo. En su mayoría se basan en métodos nodales neutrónicos con modelos termohidráulicos simplificados o reducidos a correlaciones de las variables termohi-

dráulicas en función de la distribución de potencia, obtenidas mediante otros códigos termohidráulicos más complejos. Los códigos uni o bidimensionales no serán considerados en este artículo debido a sus limitaciones en las aplicaciones mencionadas, ya que requieren el ajuste o determinación explícita de alguno o varios de sus parámetros a partir de cálculos tridimensionales o de datos experimentales de referencia.

El segundo tipo de códigos realiza cálculos temporales acoplados neutrónicos y termohidráulicos, que se aplican a la determinación de la evolución de las variables físicas del núcleo sometido a transitorios operacionales y a condiciones de accidentes postulados. Su campo de aplicación es el análisis de seguridad. Su frecuencia de utilización es menor, al limitarse al análisis en condiciones genéricas envolventes de las de la operación. Esta aplicación ha estado reservada principalmente a los suministradores de reactores y a los laboratorios nacionales que prestan soporte técnico a los organismos de seguridad nuclear, aunque en los últimos años se ha extendido a muchos otros usuarios al ampliarse su campo y frecuencia de utilización.

El problema del análisis transitorio es mucho más difícil al cubrirse un rango de condiciones mucho mayor en las variables neutrónicas y termohidráulicas, lo que invalida muchas de las aproximaciones simplificativas del cálculo estacionario, así como al requerirse técnicas de análisis numérico más complejas y costosas en la resolución de las ecuaciones neutrónicas y termohidráulicas dependientes del tiempo. Además, en muchas aplicaciones se precisa incluir la evolución y respuesta dinámica de otros sistemas y componentes de la planta y de los diferentes elementos y sistemas de control y protección del núcleo. Otra dificultad adicional es la menor información publicada acerca de este tipo de códigos y de sus aplicaciones, además de la mucha menor experiencia desarrollada.

Los códigos de cálculo transitorio del núcleo han sido desarrollados con representaciones en una, dos y tres dimensiones. Se denominan genéricamente códigos dinámicos del núcleo y no deben confundirse con los códigos de análisis de accidentes (RELAP, TRAC, etc.), etcétera).

En este artículo se consideran separadamente estos dos tipos de códigos de cálculo del núcleo. Para ambos se revisan primeramente sus aplicaciones, se analizan brevemente los principales có-



José María ARAGONES, Doctor Ingeniero Industrial y Catedrático de Física Nuclear. Tiene una amplia experiencia en teoría y cálculo de reactores nucleares y en fusión nuclear. En la actualidad pertenece al Departamento de Energía Nuclear de la Universidad Politécnica de Madrid.

digos utilizados y, finalmente, se comentan las líneas de desarrollo y aplicación. También se incluye un resumen de las demandas de los códigos y los computadores necesarios para la simulación y el análisis transitorio del núcleo.

SIMULADORES DEL NUCLEO

Los simuladores del núcleo se aplican principalmente a la gestión intranuclear del combustible, al análisis del arranque y pruebas nucleares y al diseño nuclear de cada ciclo de recarga. También se utilizan en soporte a la operación y del análisis de seguridad.

Las aplicaciones a la gestión intranuclear del combustible son básicamente la determinación de las configuraciones de recarga del núcleo en cada ciclo, longitud del ciclo y composición isotópica del combustible de descarga. Para los cálculos de estrategias de recarga en condiciones ideales de operación nominal son suficientes cálculos simplificados de los ciclos (bidimensionales o por lotes de recarga). Sin embargo, cuando se incluyen los efectos de la historia real de operación previa, tales como períodos de operación a potencia reducida o prolongaciones o acortamientos de los ciclos previos y desviaciones de las inserciones de barras de control respecto de las programadas, o bien cuando deben efectuarse sustituciones de elementos combustibles o reconstituciones de estos y, en general, cuando se producen desviaciones en las estrategias de operación o de recarga previstas, se requiere revisar mediante cálculos tridimensionales la configuración de recarga del núcleo en el ciclo siguiente y recalcular su duración y otras características básicas.

Las aplicaciones al análisis del arranque y pruebas nucleares incluyen la determinación de requisitos de subcriticidad en la recarga y el arranque (en frío y en caliente), concentraciones críticas de boro con inserción sucesiva de los bancos de control en caliente a potencia cero («endpoint»), valores integrales y diferenciales de los bancos de barras de control, margen de parada con barra atascada, distribuciones radiales de potencia en diferentes condiciones con una barra atascada o caída, coeficientes de temperatura del moderador e isoterma, parámetros de reactividad, fracción efectiva de neutrones diferidos, etc.

Las aplicaciones al diseño nuclear de los ciclos de recarga incluyen la determinación de factores de pico de la potencia por elemento, por barra, axial y total en diferentes condiciones de operación a lo largo del ciclo, coeficientes y efectos de reactividad (temperatura del moderador, Doppler y total de potencia), valor del boro y de los bancos de control, transitorios de xenon, etc. También incluyen la determinación de los programas o márgenes de inserción de barras de control y el análisis de la capacidad de operación del núcleo, demostrando los márgenes respecto a los límites de

flujos críticos para ebullición nucleada y de densidad de potencial lineal máxima en el combustible.

Las aplicaciones de relevancia para la operación incluyen la determinación de estrategias operacionales para precondicionado del combustible y para seguimiento de carga y, en general, para determinar los estados críticos del núcleo como consecuencia de incidencias operacionales, con especial atención al seguimiento de la asimetría axial. En esta línea, el seguimiento continuo de la operación del núcleo mediante cálculos «on-line», con un simulador del núcleo, permite la detección temprana de circunstancias anómalas en la evolución del núcleo que pueden ocasionar limitaciones posteriores.

Las aplicaciones de relevancia en la seguridad operacional incluyen, además de muchos de los resultados del diseño nuclear, cálculos para determinar los puntos de disparo del sistema de protección del reactor, los márgenes térmicos en función de las condiciones de operación nominal y en sobrepotencia, efectos de dilución de boro, etc. Los valores y efectos de reactividad por realimentación termohidráulica y por movimiento de barras de control, que se determinan de forma precisa mediante un simulador del núcleo, se emplean en los cálculos de seguridad con modelos de cinética puntual.

Los simuladores del núcleo más conocidos son los siguientes:

Reactores	Código	Autores y principales usuarios	Ref.
PWR y BWR	NODE-P y B	EPRI, eléctricas USA	1
PWR y BWR	PRESTO	Scandpower, eléctricas Europa y USA	2
PWR y BWR	SIMULATE	EPRI, eléctricas USA	3
PWR y BWR	JOSHUA	UKAEA, eléctricas Europa	4
PWR y BWR	QUANDRY	MIT	5
PWR	PALADON	Westinghouse	6
PWR	ROCS	Combustion Engineering	7
PWR	PANACEA	General Electric	8
PWR	MEM-MEDIUM	Kraftwerk Union	9
PWR	NEPTUNE	CEA (Saclay)	10
PWR	SIMULA-3	DENIM y JEN, eléctricas España	11

Los penúltimos cinco códigos se utilizan por los principales suministradores de reactores y no tienen amplia circulación. Los primeros simuladores están disponibles bajo licencia y son extensamente utilizados en EE. UU. y Europa. Otros simuladores del núcleo de LWR han sido desarrollados en Japón, Italia, Suiza y otros países, pero su difusión y utilización es más restringida.

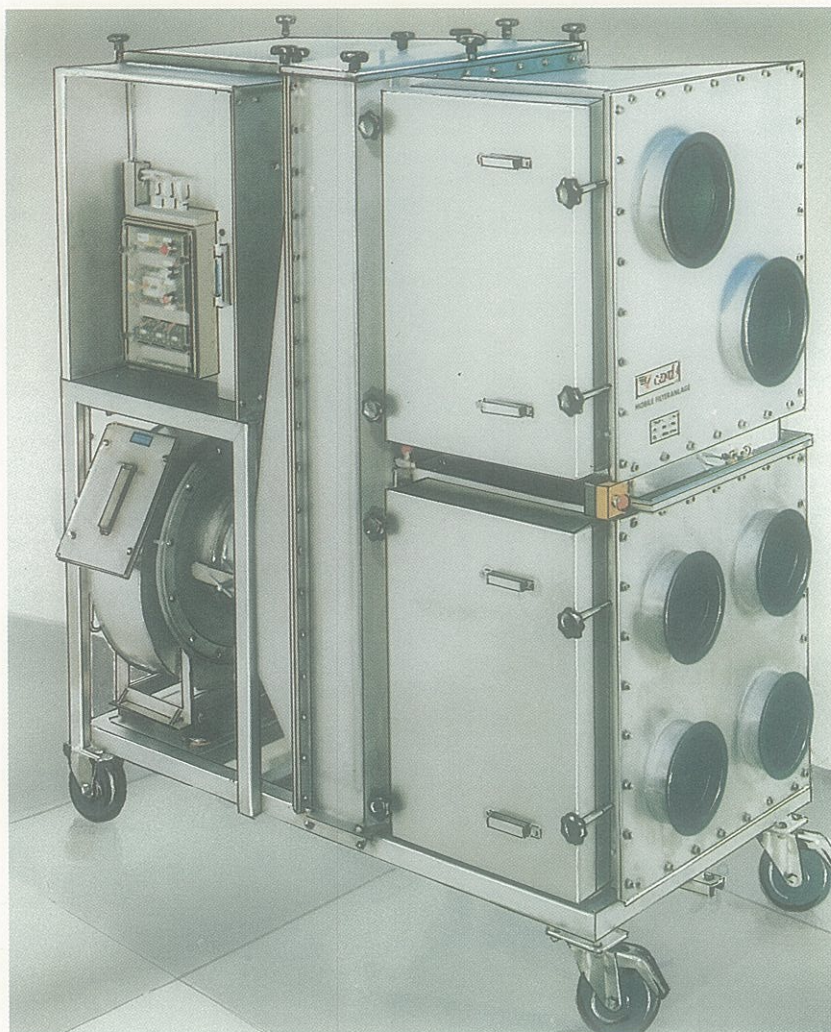
Todos estos códigos son simuladores tridimensionales nodales del núcleo con realimentación de los efectos termohidráulicos. Algunos de ellos pueden utilizarse también en dos o una dimensión para cálculos simplificados. Emplean en general un nodo por elemento combustible dividido axialmente en 15-20 partes, aunque en algunos casos pueden considerarse nodos por cuartos de elemento (PWR).

El código NODE-P/B es una versión mejorada del código FLARE con un

método nodal en un grupo energético, en el que se emplean núcleos de transporte simples corregidos mediante factores que se ajustan empíricamente. Es el simulador más rápido, aunque su exactitud varía mucho con el grado y fortuna del ajuste de sus parámetros.

Los códigos PRESTO y SIMULATE tratan el grupo térmico de forma aproximada, por lo que se refieren generalmente como de un grupo y medio. El precursor de este método fue el código PANACEA (o GEBS) de General Electric. Los restantes códigos emplean generalmente dos grupos de energía. Los códigos PRESTO y JOSHUA se basan en métodos de difusión en malla ancha con correcciones simplificadas del efecto de malla ancha. El código SIMULATE incluye varios métodos nodales de matrices de respuesta a seleccionar como opción. Los métodos del FLARE y PRESTO son algunas de las opciones que incluye. Los códigos QUANDRY y NEN-MEDIUM emplean métodos avanzados de expansión nodal, que son muy precisos para nodos grandes y homogéneos. Pueden tratar los efectos de heterogeneidad mediante factores de corrección de los flujos de interfase entre nodos, de forma que la solución homogénea sea «equivalente» (en flujos medios nodales y corrientes de interfase) a la solución heterogénea del elemento combustible. El código NEPTUNE se basa en el método de elementos finitos multidimensionales.

Las realimentaciones termohidráulicas se tratan mediante el cálculo de las temperaturas del combustible y de las temperaturas y densidades del agua en cada nodo. Los simuladores de PWR usan generalmente el método del FLARE con diversas mejoras en las correlaciones de la temperatura y densidad del agua con la calidad y entalpía a presión constante. Los simuladores de BWR incluyen correlaciones del flujo de refrigerante con la potencia, efecto de limitadores de flujo, correlación de huecos en las regiones subenfriadas y en ebullición y efectos de deslizamiento en dos fases. Básicamente se trata de calcular la distribución de la temperatura y densidad del agua (incluyendo huecos) en función de la distribución de potencia en forma rápida, sin costosas iteraciones. Por ello se introducen simplificaciones en efectos tales como flujos cruzados entre elementos en PWR o redistribución del flu-



Ramón Vizcaíno, s.a.

“CAMFIL”

CARACTERISTICAS:

- Gran maniobrabilidad.
- Reducidas dimensiones.
- Autonomía total.
- Cambio de filtros y carbón con mínimo riesgo de contaminación.
- Terminación en acero inoxidable.
- Filtros HEPA, marca CAMFIL.
- Lecho de carbón activado.

Diseño, fabricación, suministro, montaje, puesta en marcha, asistencia técnica y mantenimiento

EQUIPOS Y SISTEMAS DE:

Calefacción, Ventilación, Refrigeración, Aire Acondicionado, Filtración, Cambiadores, Grupos frigoríficos, etc.

Unidad de Filtración Portátil

UFP-01

De aplicación en plantas nucleares en operación como elemento complementario de los sistemas de filtración fijos. Su principal utilización es en zonas contaminadas donde sea necesario realizar trabajos o reparaciones.

PRESTACIONES: Tres modos de operación:

- Eficiencia 99,9% 2.000 m³/h.
- Eficiencia 98% 4.000 m³/h.
- Eficiencia 90% 2.000/4.000 m³/h.



DIVISION NUCLEAR
Ramón Vizcaíno, s.a.

Apartado 1363. Tf. 943/39 35 42
Tx. 36244. RVSA-E
20080 - SAN SEBASTIAN

jo del agua entre canales, por resistencia al flujo variable con la fracción de huecos, en BWR. Las temperaturas del combustible se determinan por correlaciones en función de la densidad de potencia y, en algunos casos, del quemado del combustible, teniendo en cuenta el hinchamiento y liberación de gases de fisión con el quemado, con códigos como GAPCON-THERMAL.

Las líneas de desarrollo de los simuladores del núcleo se dirigen a mejorar su exactitud en un rango de condiciones mayor, lo que requiere reducir su grado de normalización o ajuste empleando métodos más generales, y a mejorar su eficiencia reduciendo el tiempo de cálculo y, sobre todo, el esfuerzo de preparación de datos y correlaciones.

En la primera dirección, destacan los desarrollos de códigos como QUANDRY y NEMBOX, con métodos de expansión nodal con correcciones por heterogeneidad, tales como el de no uniformidad del quemado entre barras de los elementos combustibles, especialmente en la periferia del núcleo. Sin embargo, estos métodos suponen un aumento importante del tiempo de cálculo y de la memoria central requerida respecto a los simuladores nodales simples. La diferencia se debe a los cálculos adicionales para determinar la relación entre corrientes de interfase y flujos nodales medios mediante soluciones unidimensionales con fugas transversales interpoladas cuadráticamente de la solución nodal. El coste adicional se justifica por su mayor precisión y por evitarse el esfuerzo de ajuste o normalización previa.

También se realizan mejoras en los modelos termohidráulicos y en la inclusión de efectos neutrónicos tales como los de la historia de quemado de los nodos (huecos y densidad del agua, densidad de potencia, proximidad a reflectores, inserción de barras de control). A este respecto, la utilización de constantes homogeneizadas en dos grupos, con separación de las secciones eficaces microscópicas del agua, boro, xenon y samario, requiere un menor esfuerzo de correlación que si se utilizan parámetros de un solo grupo, por los efectos espectrales entre variables en este último caso.

Los desarrollos en orden a una mayor eficiencia se dirigen principalmente a la automatización del proceso de cálculo, mediante procedimientos simplificados y generación sistemática de las bases de datos y de los parámetros de ajuste o normalización. De particular interés en los simuladores para seguimiento «on-line» es el aumento de la velocidad de cálculo y la reducción de memoria para su utilización a pie de planta en ordenadores de tamaño medio.

En España hemos desarrollado un simulador del núcleo de reactores de agua ligera partiendo de un código tipo FLARE con una nueva formulación de diferencias finitas en malla ancha, de heterogeneidad y de interacción espec-

tral entre nodos. El nuevo código, denominado SIMULA-3, incorpora muchos otros refinamientos en las correlaciones de los parámetros neutrónicos nodales (K_{∞} y M^2) en función de las variables neutrónicas y termohidráulicas, en la flexibilidad de utilización (restarts, ediciones selectas) en el procedimiento de resolución iterativa de las ecuaciones nodales (eliminación por líneas axiales con sobrerelajación de Gauss-Seidel). La mejora más sustancial se debe sin duda a que la nueva formulación de diferencias finitas permite determinar explícitamente los factores de corrección espectral y de heterogeneidad y malla ancha, junto con los albedos, a partir de soluciones discretas de difusión en multigrupos y malla fina.

Nuestro simulador del núcleo, SIMULA-3, se integra junto con los programas auxiliares MELON-3 (para ajustar las correlaciones de k_{∞} y M^2) y CONCON y CONAXI (para determinación explícita de los factores de corrección y albedos) en un sistema de cálculo denominado sistema LOLA (ref. 11). Este sistema se utiliza en conjunción con el sistema MARIA (ref. 12), para el cálculo de los elementos combustibles de PWR, y el sistema CARMEN (ref. 13), para el cálculo del núcleo de PWR en geometría XY o RZ y para el cálculo de elementos combustibles de BWR. Las características de estos tres sistemas de cálculo y algunas de sus aplicaciones para validación han sido publicadas en las referencias 14 y 15. Estos sistemas de códigos han sido seleccionados por la Agencia Internacional de Energía Atómica de Viena como los más avanzados, de entre los disponibles en términos no-comerciales, para la gestión intranuclear del combustible y el diseño nuclear del núcleo de reactores de agua a presión, dentro de un programa de investigación internacional coordinado por la Agencia (ref. 16). Los nuevos desarrollos en el simulador del núcleo se refieren, por un lado, a la generalización de la formulación nodal de diferencias finitas corregidas en malla ancha a multigrupos, con determinación «on-line» de los factores de corrección mediante cálculos acoplados iterativos nodales globales y locales detallados (ref. 17) y, por otro, a la realimentación de las secciones eficaces en multigrupos que, junto con la implementación tridimensional con dependencia temporal, constituyen la línea de desarrollo futuro.

CODIGOS DINAMICOS DEL NUCLEO

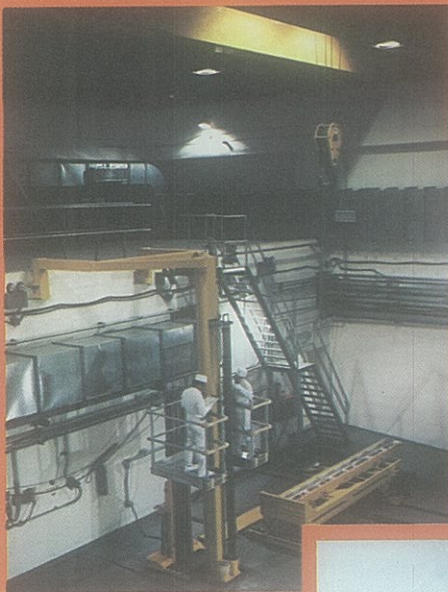
Los códigos de cálculo dinámico del núcleo resuelven las ecuaciones cinéticas con dependencia espacial y temporal (y en multigrupos de energía) de forma acoplada con las ecuaciones termohidráulicas (Navier-Stokes) temporales.

Su aplicación se requiere en las situaciones en la que la distribución de potencia cambia rápidamente con el tiempo y los cambios espaciales y temporales no son separables, es decir, cuando la cinética puntual no es aplicable.

Para PWR la situación de esta clase más obvia es en el accidente de expulsión de una barra de control (REA). Para el análisis realista de este accidente es necesaria una representación tridimensional del núcleo con cinética espacial acoplada a la evolución termohidráulica. En cambio, en la mayoría de los transitorios en PWR iniciados por perturbaciones en el estado termohidráulico, en contraste con los transitorios o accidentes iniciados por perturbaciones de reactividad como el REA, los cambios en la distribución de potencia en el núcleo son relativamente lentos y no es necesaria la cinética espacial. Hay, sin embargo, excepciones a esta regla. Si hay un fallo en la inserción de las barras de control tras un disparo del reactor iniciado por algún transitorio (un suceso ATWS o una situación de barra atascada), entonces, la evolución interna del núcleo es importante y la cinética espacial se hace necesaria. Esto se ha demostrado para transitorios en PWR iniciados por una pérdida de agua de alimentación (LOF) y por ruptura de una línea de vapor en PWR con generadores de vapor de un solo paso, donde la rápida despresurización del primario y la falta de disparo por una barra de control atascada puede originar que se excedan los límites térmicos (ref. 18).

En el caso de BWR, debido al fuerte acoplamiento entre huecos y potencia, hay muchos transitorios iniciados por perturbaciones termohidráulicas en los que la cinética espacial acoplada al cálculo termohidráulico del núcleo es necesaria. Este es ciertamente el caso para los sucesos ATWS (transitorios anticipados sin caída de barras) y para los transitorios de sobrepresurización. En este último caso, el disparo del reactor podría iniciarse cuando el núcleo está ya experimentando una excursión de potencia. En esos tipos de transitorios son usualmente los cambios en la forma axial de la potencia los que son significativos, mientras que la forma radial no cambia mucho. En tal caso, una solución cinética unidimensional podría ser adecuada. Sin embargo, si se precisa seguir el canal caliente o si hay una inserción parcial de barras de control, entonces es necesaria una cinética tridimensional. El accidente iniciado por perturbación de reactividad de importancia en BWR es el accidente de caída de una barra de control. Como en el caso del REA en PWR se requiere una representación tridimensional del núcleo o, al menos, una representación en R-Z.

Los códigos dinámicos del núcleo con cálculo acoplado neutrónico y termohidráulico dependientes del tiempo, para aplicación en ambos PWR y BWR, más conocidos son los siguientes:



Descontaminaciones POST-RECARGA con:
WEPA Descontamination System.
Reactor Cavity Cleaner RMI y RM2



- Limpieza de edificios, equipos e instalaciones nucleares en fase de construcción y de montaje
- Limpieza especial para acero inoxidable y galvanizados
- Limpieza mecanizada de viales y exteriores
- Trabajos y servicios auxiliares para acondicionamiento y conservación de instalaciones
- Servicio de brigadas contra incendios
- Limpieza hidrodinámica y pruebas hidrostáticas para sistemas de fluidos
- Mantenimiento en explotación :
 - Limpieza y descontaminación radiactiva en Zonas Controladas
 - Descontaminación de Equipos, Utiles y Herramientas
 - Manipulación de Resechos Radiactivos

WINA

LIMPIEZAS Y ACONDICIONAMIENTOS INDUSTRIALES, S.A.

Palleter, 13 · 1º Tels. (96)326 90 07-326 88 05-06. Telex 64049 Dosl E. VALENCIA-8. España

Reactores	Código	Dimensiones	Autores y usuarios	Ref.
PWR y BWR	RETRAN-02	1	EPRI/El. eléctrica USA	19
PWR	FIESTA	1	Combustion Eng.	20
BWR	ODYN	1	General Electric	21
PWR	TWIGL	2	Westinghouse	22
BWR	BNL-TWIGL	2	Brookhaven Nat. Lab.	23
BWR	RAMONA-3B	3	Brookhaven Nat. Lab.	24
PWR y BWR	MEKIN	3	MIT y BNL	25
PWR y BWR	TITAN	3	MIT	26
PWR y BWR	QUABOX y ALMOS	3	Munich Univ. y GRS	27
PWR y BWR	IQSBOX	3	Kraftwerk Union	28
PWR	CRONOS	3	CEA, Saclay	29
PWR y BWR	STAR	3	NUS, Corp. y eléctricas USA	30

Los códigos en una y dos dimensiones y el código MEKIN usan el método de diferencias finitas para resolver las ecuaciones cinéticas neutrónicas en dos grupos de energía. El código RAMONA-3B usa el método nodal del PRESTO (ref. 2) en un grupo y medio. Los códigos TITAN y STAR usan el código nodal QUANDRY (ref.5), con simplificaciones en el caso del STAR, extendido al problema temporal con neutrones diferidos. Ambos códigos están todavía en fase de desarrollo y validación. Los códigos QUABOX, ALMOS y IQSBOX usan el método de expansión nodal (ref. 9) en multigrupos, con extrapolación exponencial del flujo total con el tiempo. El código CRONOS es el módulo temporal del sistema NEPTUNE (ref. 10) de elementos finitos en multigrupos.

Los códigos RAMONA-3B y RETRAN-02 también incluyen modelizaciones del NSSS (primario y otros sistemas de la planta), mientras que los restantes códigos modelan únicamente el núcleo, con condiciones de flujo de entrada de refrigerante, temperatura y presión en función del tiempo dadas por el usuario.

Los códigos unidimensionales suponen separabilidad espacial-temporal y, en general, se aplican al seguimiento transitorio del canal más caliente. Para su aplicación realista requieren por tanto su normalización a cálculos tridimensionales temporales o estacionarios del núcleo. Para ello se han desarrollado conexiones entre los módulos neutrónicos, termohidráulicos y transitorios (por ejemplo, refs. 31 y 32).

En los modelos termohidráulicos hay una gran variedad de aproximaciones entre los diferentes códigos. Los códigos BNL-TWIGL y RAMONA-3B usan correlaciones del deslizamiento («slip») para obtener las velocidades relativas de las fases líquida y vapor. RETRAN-02 usa un modelo denominado de deslizamiento dinámico basado en una formulación de arrastre del flujo fásico. TITAN incluye el código THERMIT (ref. 33) que resuelve las ecuaciones en dos fluidos para reactores de agua ligera en tres dimensiones, estacionario y transitorio. Los modelos más sofisticados de transferencia de calor son los del código RETRAN-02, que incluye 16 regímenes o regiones en dos fases.

También se incluyen generalmente en estos códigos correlaciones de flujo térmico crítico, modelos de conducción en

la pastilla combustible, flujo de bypass y fuentes de generación de calor residual, así como correlaciones o tabulaciones de las secciones eficaces en función de las variables termohidráulicas (densidad y temperatura del agua y temperatura del combustible) y neutrónicas (concentración de boro, grado de quemado y concentración transitoria de xenon) y el efecto de inserción parcial variable en el tiempo de las barras de control.

El trabajo de desarrollo de los códigos dinámicos del núcleo es muy activo actualmente y se dirige tanto a mejorar la exactitud y eficiencia de los modelos neutrónicos y termohidráulicos y a su acoplamiento consistente, como a incluir modelos del sistema primario y otros componentes y sistemas de la planta que intervienen de forma dinámica en los transitorios del núcleo, con énfasis en la interacción y respuesta de los sistemas de control y protección del reactor.

Pero el mayor énfasis se centra en el trabajo de análisis y validación de resultados con el objetivo de delimitar las capacidades y limitaciones de los códigos dinámicos. Para ello se precisan tanto comprobaciones de los efectos individuales y pruebas numéricas como contrastaciones con datos experimentales de operación de plantas nucleares o de ensayos (ref. 34).

En su aplicación al análisis de licenciamiento de recargas deben definirse, documentarse y cualificarse tanto los métodos a utilizar (opciones de los códigos) como los modelos del núcleo y los parámetros específicos a utilizar en los diferentes transitorios operacionales y sucesos base de diseño, incluidos en el capítulo 15 del FSAR, para el análisis conservatorio y el realista («best-estimate»).

Para cada recarga del núcleo, la compañía eléctrica debe reconsiderar todos los transitorios y sucesos incluidos en el capítulo 15 del FSAR. Esta reconsideración puede variar desde un completo reanálisis de todos los casos del FSAR hasta una mera comprobación de la lista de parámetros físicos puestos al día para la recarga considerada, para asegurar que permanecen dentro de los límites establecidos en los análisis previos. En la práctica, el reanálisis de todos los casos para una recarga es muy raro; sin embargo, es común reanalizar algunos de los transitorios más limitativos, particularmente para los primeros ciclos de recarga. Para los ciclos poste-

riores es suficiente, en general, una evaluación de seguridad de la recarga (Reload Safety Evaluation), que consiste en poco más de una comparación de los datos específicos del ciclo con aquellos utilizados en los análisis de referencia, para demostrar su aplicabilidad continuada.

DEMANDAS COMPUTACIONALES DEL CALCULO ESTACIONARIO Y TRANSITORIO DEL NUCLEO

Las demandas computacionales, en memoria y tiempo de computador, del cálculo estacionario y transitorio del núcleo dependen no tanto de los códigos utilizados como de su grado de detalle de modelización y del alcance del análisis. Este alcance puede incluir las siguientes fases:

1. Gestión del combustible.
2. Diseño del núcleo dentro de las envolventes dependientes del ciclo.
3. Análisis de transitorios operacionales y accidentes base de diseño.
4. Determinación de los puntos de disparo del sistema de protección.
5. Redefinición de las condiciones límites de operación.

Las fases 1 y 2 se pueden efectuar con simuladores del núcleo estacionario o con variación temporal lenta (transitorios de xenon). Las restantes fases precisan de códigos dinámicos del núcleo y de simulación de la planta, así como de códigos de análisis de accidentes (RELAP, TRAC, etc.).

Los simuladores tridimensionales del núcleo emplean del orden de $15 \times 15 \times 15$ nodos, que en dos grupos suponen unos 6.000 nodos-grupos. La resolución de las ecuaciones nodales, junto con los cálculos termohidráulicos asociados, requieren del orden de las 100 operaciones en coma flotante por nodo y grupo. Una solución estacionaria del núcleo precisa del orden de 100 iteraciones de flujo en las diferentes iteraciones de densidad y de búsqueda de criticidad. Cada cálculo nodal implica por tanto un total del orden de 60 millones de operaciones en coma flotante. Para el cálculo nodal en un grupo que realiza nuestro código SIMULA-3 el número de operaciones es la mitad, que en el ordenador Cyber 170-835 del DENIM (con una velocidad efectiva del orden de 0,5 MFLOPS) requiere aproximadamente un minuto de CP para un cálculo de $15 \times 15 \times 15$ nodos.

A esta demanda hay que añadirle el tiempo de cálculo necesario para generar las tablas o correlaciones de reactividad en función del quemado, potencia, densidad, boro, xenon y control. Con el sistema MARIA, los cálculos por elemento combustible de PWR suponen del orden de 30 segundos de CP en el CYBER-835 por estado del elemento



CTC Servicios Electromecánicos, S.A.

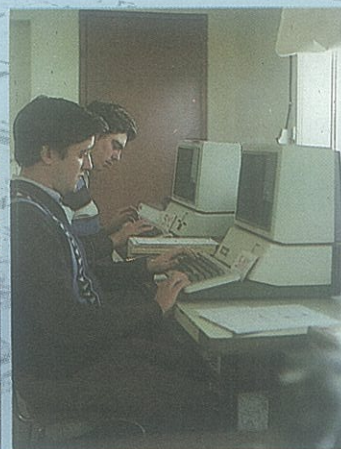
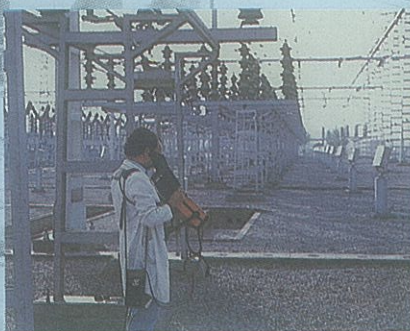
INSPECCION Y ASISTENCIA TECNICA PARA LA INDUSTRIA NUCLEAR

La INDUSTRIA NUCLEAR
viene demandando, por
imperativos legales, de
calidad y económicos,
los servicios de Agencias
de Inspección en
distintas especialidades.

CTC-Servicios
Electromecánicos, S.A.
ofrece su experiencia en
el campo ELECTRICO y
de INSTRUMENTACION
Y CONTROL poniendo a
disposición de este tipo
de instalaciones,
personal y equipos
altamente cualificados.

Entre las actividades
desarrolladas por CTC
destacan:

- Realización de ensayos eléctricos de a.t. y b.t.
- Revisiones termográficas y evaluación de aislamientos térmicos.
- Calibración de instrumentos y equipos de medida en laboratorios propios.
- Supervisión y control informático de actividades de montaje y pruebas.
- Estudios de contaminación térmica ambiental.



CTC Servicios Electromecánicos, S.A.

Alfonso XIII, 21. • 28002 MADRID. • Tels. 413 34 63. • Telex 42020 GCE

FOMENTO DE OBRAS Y CONSTRUCCIONES, EMPEZO CONSTRUYENDO ESTE SIGLO. (1900-1985)

Desde la colocación de nuestra primera piedra ya ha pasado casi un siglo. Muchas cosas han cambiado y con nuestro esfuerzo y entusiasmo deseamos haber contribuido a esa evolución.

Construimos autopistas, carreteras, obras hidráulicas, hospitales, industrias, oficinas,

centrales nucleares, escuelas, universidades, viviendas.

En definitiva y día a día seguimos haciendo futuro, un futuro que ha nacido de la experiencia de casi un siglo.

 **FOMENTO**
DE OBRAS Y CONSTRUCCIONES S.A.



(paso de quemado o conjunto de condiciones). Para la generación de correlaciones detalladas en un grupo se requieren del orden de 50 casos por tipo de elemento combustible y ciclo. Con el sistema CARMEN aplicado a cálculos detallados de quemado de elementos combustible de PWR o BWR el tiempo total de computador (referido al CYBER-835) por clase de elemento combustible viene a ser también de 20-30 minutos de CP.

También deben incluirse los cálculos detallados del núcleo para determinación de los factores de corrección por interacción espectral, malla ancha y heterogeneidades de los nodos (así como de los albedos). Utilizando códigos los de difusión en malla fina CARMEN o VENTURE, con un punto de malla por barra, se emplean unos treinta minutos de tiempo total, que incluye la extensa utilización de I/O, por cada estado del núcleo requerido. Con nuestro código COBAYA-2, en fase de desarrollo, este tiempo total se reduce a 1-2 minutos de tiempo total.

En cuanto a la memoria central requerida se precisan unas 100 K palabras largas para ejecutar todos estos códigos, con unas 100 K adicionales para ejecutar WIMS-D/4 con almacenamiento en memoria de la librería en multi-grupos (para reducir la I/O) o para ejecutar CARMEN o VENTURE en malla fina del cuarto de núcleo. Nuevamente, COBAYA-2 reduce estos requisitos de memoria a unas 100 K totales.

Para facilitar la conversión de tiempos de cálculo de procesador central entre diferentes modelos y marcas de computadores, se ha seleccionado la siguiente tabla comparativa a partir del trabajo de J.J. Dongarra de la División de Ciencias Matemáticas y computacionales del Argonne National Laboratory (Referencia 35).

La comparación se basa en la ejecución de un mismo conjunto de programas, denominado LINPACK, para la solución de un sistema denso de ecuaciones lineales, caracterizado por tener un porcentaje elevado de operaciones matemáticas en coma flotante. En todos los casos se ha seleccionado el caso que utiliza el compilador FORTRAN más optimizado. También en todos los casos se ha utilizado precisión máxima con una aritmética de 60-64 bits, es decir precisión simple en CDC y precisión doble en IBM, UNIVAC, etcétera.

En los casos señalados como (vector) se ha vectorizado la solución con matrices de orden 300, con lo que se alcanza un alto rendimiento de los computadores vectoriales.

El rendimiento se compara en términos de millones de operaciones en coma flotante por segundo (MFLOPS), definidas de forma que la instrucción $y(i) = y(i) + tx(i)$ equivale a 2 operaciones en coma flotante. Es decir, que una operación incluye una suma o multiplicación, dos direccionamientos con índices y dos accesos a memoria. En media

una operación en coma flotante equivale a unas 10 instrucciones de la unidad de proceso central, aunque esta equivalencia depende de la relación entre el tiempo de acceso a memoria y el tiempo del ciclo de la unidad de proceso central.

El ratio se ha referido al CRAY 1-S sin vectorización del programa. La tabla se ha dividido en cinco secciones. La primera incluye los supercomputadores Fujitsu y CRAY-X-MP, (faltan los nuevos Fujitsu, Hitachi y CRAY-2), con rendimientos superiores a 100 MFLOPS y los computadores vectoriales, con rendimientos superiores a 10 MFLOPS. La segunda sección incluye los computadores escalares grandes, de 1 a 5 MFLOPS, así como el procesador vectorial FPS-164 de un notable rendimiento. La tercera sección incluye los computadores medios, de 1 a 0.1 MFLOPS, que son los más introducidos en España. La cuarta sección incluye los computadores pequeños, 0.1 a 0.05 MFLOPS, y la última algunos de los micros y computadores personales más conocidos.

caciones interactivas, etc.) deben ser ponderadas de forma equilibrada para evaluar rendimientos de computadores. Y los factores costo, financiación y servicios también son importantes.

Sin embargo, esta tabla puede facilitar la conversión de los tiempos de cálculo para códigos científicos o de ingeniería entre diferentes modelos y marcas de computadores, lo que es importante a la hora de comparar la eficacia de los códigos de cálculo y de seleccionar el computador adecuado.

Con carácter general puede estimarse que los cálculos de simulación «on line» del núcleo, utilizando códigos ajustados o normalizados y con datos generados por otros códigos más complejos, pueden efectuarse mediante un computador de 0.5 MFLOPS.

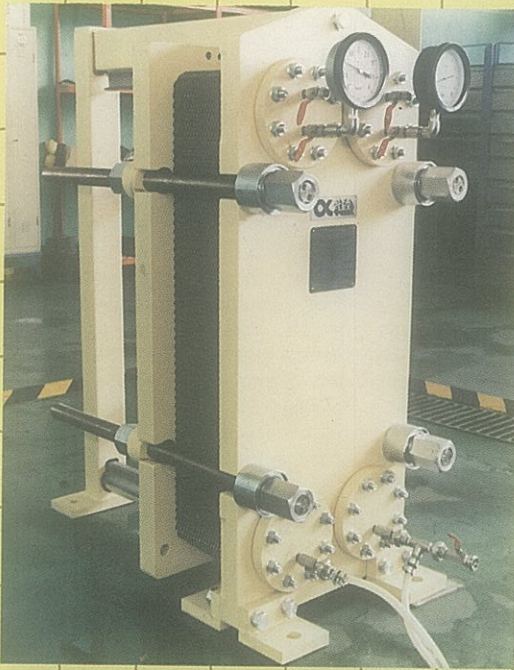
Los cálculos dinámicos del núcleo completo en tiempo casi real, requieren grandes computadores (> 2 MFLOPS) incluso con métodos simplificados. Pueden citarse como ejemplos ilustrativos los siguientes. Un simulador temporal neutrónico simplificado, que usa un método semi-implícito (Ref. 36), requiere

Computador	Compilador	MFLOPS	Ratio
Fujitsu VP-200	FTN-77 (Vector)	183	0.066
CRAY X-MP	CFT (Vector)	161	0.075
CDC Cyber 205	FTN (Vector)	75	0.160
CRAY 1-S	CFT (Vector)	66	0.182
CRAY X-MP	CFT	21	0.57
Fujitsu VP-200	FTN-77	18	0.69
CRAY 1-S	CFT	12	1
CDC Cyber 205	FTN	8.4	1.5
CDC Cyber 875	FTN	5.0	2.5
CDC Cyber 176	FTN 5.1	4.6	2.6
FPS 164	D (Vector)	4.0	3.3
Amdahl 5860 HSFPE	H ext	3.9	3.1
CDC 7600	FTN	3.3	3.8
IBM 370/195	H ext	2.5	4.9
CDC Cyber 175	FTN 5	2.1	5.8
IBM 3081 y 3033	VS y H ext	1.8	7.0
Amdahl 470 V/8	H ext y VS	1.6	7.7
FPS 164	D	1.3	9.5
IBM 370/168	H ext Fast Mult	1.2	10
IBM 370/165	H ext Fast Mult	0.77	16
CDC 6600	FTN 4.6	0.48	26
CDC Cyber 170-835	FTN 5	0.47	26
Univac 1100/81	FTN ASCII opt - ZEO	0.38	32
Data General MV/10000	F77	0.30	40
IBM 370/158	H	0.23	53
Norsk Data ND-500	F-500-E	0.19	63
CDC Cyber 170-825	FTN 5	0.19	65
IBM 4341 MG10	VS	0.19	66
VAX 11/785 FPA	VMS	0.18	68
VAX 11/780 FPA	VMS	0.13	98
VAX 11/780 FPA	UNIX-F77	0.11	107
VAX 11/750 FPA	VMS	0.10	119
Univac 1100/62	FTN ASCII	0.093	132
Data General MV/8000	F77	0.078	157
VAX 11/750	VMS	0.057	216
HP 9000 serie 500	FTN 1.7	0.043	285
IBM 4331	H	0.038	326
VAX 11/730 FPA	VMS	0.036	348
IBM PC-XT/370	H	0.031	391
Apollo	4.1 PEB	0.022	559
HP 9000 serie 200	HP-UX	0.0062	1.982
IBM PC	Microsoft 3.1	0.00056	21.875
Apple III	Pascal	0.00024	50.232

Desde luego, esta comparación, como toda otra, tiene sus limitaciones y no debe considerarse como una medida absoluta del rendimiento de los computadores. Otros aspectos muy importantes (como sistemas operativos, procesadores, gestión de bancos de datos, comuni-

unos 85 segundos de tiempo de procesador central en un IBM-3081 para ejecutar un transitorio de reactividad de 60 segundos de duración en tiempo real. El código dinámico del núcleo CRONOS, requiere tiempos de cálculo muy superiores, que son representativos de los

INTERCAMBIADORES DE CALOR DE PLACAS PARA CENTRALES NUCLEARES

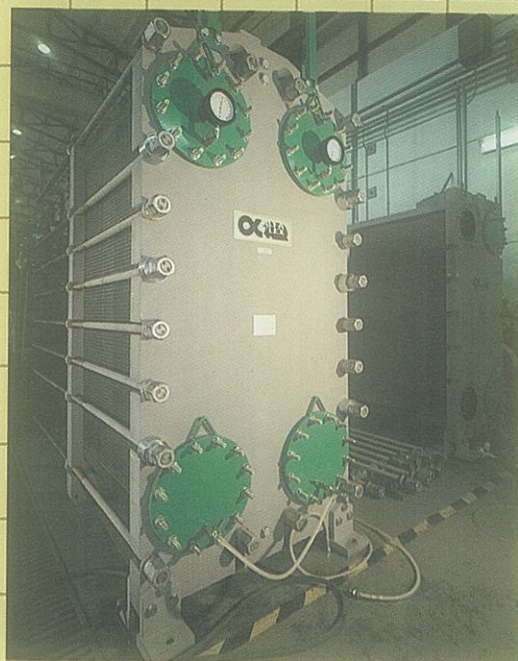


**MAS
RENDIMIENTO
EN MENOR
ESPACIO,
CON MINIMO
MANTENIMIENTO.**

- Espacio de instalación reducido.
- Fácil acceso a toda la superficie de transmisión de calor.
- Peso reducido.
- Pequeño volumen de líquido contenido.
- Construcción flexible.
- Alta turbulencia de flujo.
- Mínimo ensuciamiento y mantenimiento.
- Diseño especial que elimina riesgo de mezcla.
- Empleo de materiales no corrosivos.
- Pruebas de estanqueidad con Helio.

Intercambiadores de placas suministrados a:

- C.N. VANDELLOS II (ASME III)
- C.N. VALDECABALLEROS I y II (ASME VIII)
- C.N. TRILLO I (A.D. MERK BLATTER)



Aplicación de las separadoras centrífugas Alfa Laval en la eliminación de residuos radioactivos

ALFA-LAVAL

Antonio de Cabezón, 27 - 28034 Madrid - Tel. 729 03 33 - Telex: 23172 LAVALE
Dirección telegráfica: ALFALAVAL MADRID



grandes códigos dinámicos tridimensionales del núcleo. Para un cálculo completo de un transitorio de expulsión de barra de control (REA) en un PWR (Referencia 29), cuya duración en tiempo real es de 1 segundo, el código CRO-NOS emplea 8 horas de tiempo de procesador central en un IBM-3033 y 1.3 horas de CP en un CRAY-1S con una versión vectorizada del código.

En opinión del autor, la simulación y el análisis transitorio del núcleo puede efectuarse en computadores medios (0,5 a 0,2 MFLOPS), e incluso una parte importante en computadores de 0,1 MFLOPS. El mayor problema estriba en la compatibilidad de los códigos, referida no sólo al Fortran, sino también, a los procedimientos de I/O memoria-disco y de utilización de memoria central, memoria extendida direccionable, memoria virtual, etc. Asimismo, la adaptabilidad de los procedimientos de salida gráfica, cada vez más utilizados y convenientes, es también importante.

REFERENCIAS

1. E. D. KENDRICK y J. R. FISHER, **Advanced Recycle Methodology Program System Documentation**, EPRI-CCM-3, Electric Power Research Institute (1977).
2. S. BORRESEN, **A Simplified Coarse-Mesh Three-Dimensional Diffusion Scheme for calculating the Gross Power Distribution**, Nuc. Sci. Eng. 44, 37 (1971).
3. D. M. VER PLANCK, **Manual for the Reactor Analysis Program SIMULATE**, YAEC-1158, Yankee Atomic Electric Co. (1978).
4. M. J. ROTH, **JOSUA-III**, AEEW-R-1105, Atomic Energy Establishment Winfrith (1978).
5. R. A. SHOBER, R. N. SIMS y A. F. HENRY, **Two Nodal Methods for Solving Time-Dependent Diffusion Equations**, Nuc. Sci. Eng. 64, 582 (1977).
6. T. M. CAMDEN, P. J. KERSTING y W. R. CARLSON, **PALADON, WESTINGHOUSE Nodal Computer Code**, WCAP-9486, Westinghouse Electric Co. (1978).
7. T. G. OBER y otros, **Theory, Capabilities and Use of the Three-Dimensional Reactor Operation and Control Simulator ROCS**, Nuc. Sci. Eng. 64, 605 (1977).
8. J. A. WOOLEY, **Three-Dimensional BWR Core Simulator**, NEDO-20953, General Electric Co. (1976).
9. H. FINNEMANN y M. R. WAGNER, **A New Computational Technique for the Solution of Multidimensional Neutron Diffusion Problems**, Atomkernenergie, 30, 123 (1978).
10. A. KAVENDKY, J. J. LAUTARD, **A Finite Element Depletion Diffusion Calculation Method with Space Dependent Cross Sections**, Nuc. Sci. Eng., 64, 563 (1977).
11. J. M. ARAGONES y C. AHNERT, **LOLA System: A Code Block for Nodal PWR Simulation**, JEN-568, Junta de Energía Nuclear (1985).
12. C. AHNERT y J. M. ARAGONES, **MARIA System: A Code Block for PWR Fuel Assembly Calculations**, JEN-543, Junta de Energía Nuclear (1983).
13. C. AHNERT y J. M. ARAGONES, **CARMEN System: A Code Block for Neutronic PWR Calculation by Diffusion Theory with Space-Dependent Feedback Effects**, JEN-515, Junta de Energía Nuclear (1982).
14. J. M. ARAGONES, C. AHNERT, J. GOMEZ, e I. RODRIGUEZ, **Desarrollo y Validación de Métodos y Programas de Cálculo del Núcleo de Reactores de Agua a Presión**, Nuclear España, 5, 18 (1982).
15. C. AHNERT, y J. M. ARAGONES, **Fuel Management and Core Design Code Systems for Pressurized Water Reactor Neutronic Calculations**, Nuclear Technology, aceptado para publicación (1985).
16. **In-Core Fuel Management Programs for Nuclear Power Reactors**, IAEA-TECDOC-314, International Atomic Energy Agency, Viena (1984).
17. C. AHNERT y J. M. ARAGONES, **A Coupled Fine/Coarse-Mesh Few-Group Diffusion Method**, Trans. Am. Nuc. Soc. 47, 414 (1984).
18. P. NEOGY, D. DIAMOND y J. CAREW, **A Spatial Kinetic Analysis of a PWR Core Response to Steam Line Break**, BNL-NUREG-29336, Brookhaven National Laboratory (1981).
19. J. H. Mc. FADDEN y otros, **RETRAN-02, A Program for Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Complex Fluid Flow Systems**, EPRI-NP-1850, Electric Power Research Institute (1981).
20. U. DECHER, **FIESTA, A One-Dimensional, Two-Group Space-Time Kinetics Code for Calculating PWR Scram Reactivities**, CEN-122, Combustion engineering Inc. (1979).
21. S. A. SANDOZ y otros, **Simulation of BWR Transients**, Proc. Conf. Simulation Methods for Nuclear Power Systems, EPRI-WS-81-202, Electric Power Research Institute (1981).
22. J. B. YASINSKY, M. NATELSON, y L. A. HAGEMAN, **TWIGL, A Program to Solve the Two-Dimensional, Two-Group, Space-Time Neutron Diffusion Equations with Temperature Feedback**, WAPD-TM-743, (1983).
23. D. J. DIAMOND, **BNL-TWIGL, A Program for Calculating Rapid LWR Core Transients**, BNL-NUREG-21925, Brookhaven National Lab. (1976).
24. D. J. DIAMOND y otros, **A Description and Assessment of RAMONA-3B: A Computer Code with Three-Dimensional Neutron Kinetics for BWR System Transients**, BNL-NUREG-51746, Brookhaven National Lab. (1984).
25. R. W. BOWRING y otros, **MEKIN, MIT-EPRI Nuclear Reactor Core Kinetics Code**, EPRI-CCM-1 and EPRI-227, Electric Power Research Institute (1975).
26. D. P. GRIGGS, M. S. KAZIMI, y A. F. HENRY, **TITAN: An Advanced Three Dimensional Neutronics/Thermal - Hydraulics Code for Light Water Reactor Safety Analysis**, Proc. ANS Topl. Mtg., Kiamasha Lake, NUREG/CP-0034, p. 766 (1982).
27. S. LANGEBUCH y otros, **High-Order Schemes for Neutron Kinetics Calculations Based on a Local Polynomial Approximation**, Nuc. Sci. Eng., 64, 508 (1977).
28. H. FINNEMANN y W. GUNDLAD, **Space-Time Kinetics Code IQSBOX for PWR and BWR**, Atomkernenergie, 37, 176 (1981).
29. A. KAVENDKY y J. J. LAUTARD, **The Neutron Kinetics and Thermal - Hydraulic Transient Computational Module of the NEPTUNE System: CRONOS**, Proc. ANS Topl. Mtg., Kiamasha Lake, NUREG/CP-0034, p. 781 (1982).
30. C. L. HOXIE, A. WEITZBERG y W. HERWIG, **Accurate Solution of the Transient Three Dimensional CMFD Diffusion Equations**, Trans. Am. Nuc. Soc., 47, 411 (1984).
31. G. S. LELOUCHE y otros, **RASP: An Integrated Reactor Analysis Support Package**, Proc. ANS Topl. Mtg., Kiamasha Lake, NUREG/CP-0034, p. 807 (1982).
32. O. OZER, **The Role of the ARMP Core Physics Package in Reload Licensing Capabilities**, Trans. Am. Nuc. Soc., 47, 404 (1984).
33. J. E. KELLY y otros, **THERMIT-2: A Two-Fluid Model for Light Water Reactor Subchannel Transient Analysis**, MIT-EL-81-014, MIT Energy Laboratory (1981).
34. D. J. DIAMOND, **Light Water Reactor Coupled Neutronic and Thermal-Hydraulic Codes**, Proc. ANS Topl. Mtg., Kiamasha Lake, NUREG/CP-0034, p. 736 (1982).
35. J. J. DONGARRA, **Performances of Various Computers Using Standard Linear Equations Software in Fortran Environment**, Technique et Science Informatique, 5, p. 355 (1984).
36. M. V. GREGORY y S. J. YAKURA, **A Three-Dimensional, Near Real-Time, Neutronics Simulation Model**, Trans. Am. Nuc. Soc., 47, 413 (1984).