



PLATAFORMA MULTIFÍSICA DE ALTAS PRESTACIONES PARA ANÁLISIS DE SEGURIDAD EN INGENIERÍA NUCLEAR

En los últimos años, paralelamente a los avances en tecnología informática, se están desarrollando herramientas informáticas mediante las que es posible obtener una descripción detallada de los fenómenos que tienen lugar en el núcleo de los reactores nucleares. El objeto de estas nuevas herramientas es el de realizar análisis de seguridad en reactores nucleares utilizando técnicas de mejor estimación. Las técnicas de mejor estimación, en contraposición con las conservadoras, permiten la operación del reactor con márgenes de seguridad más estrechos y, por tanto, mayor economía del núcleo. En este contexto se desarrolla una plataforma informática que integra códigos informáticos que cubren la mayor parte de las físicas que tienen lugar en los reactores nucleares. Para la integración de los diferentes fenómenos de realimentación entre termohidráulica, neutrónica, mecánica y transmisión de calor se han desarrollado una serie de acoplamientos entre los códigos que componen la plataforma. Todos los desarrollos realizados tienen por objetivo representar de forma realista el diseño y comportamiento de la instalación nuclear, incluyendo el sistema de control, los elementos y las varillas de combustible.

INTRODUCCIÓN

Paralelamente a los avances en tecnología informática, se están desarrollando herramientas informáticas mediante las que es posible obtener una descripción detallada de los fenómenos que tienen lugar en las plantas nucleares y en particular en el núcleo. El objeto de estas nuevas herramientas es el de realizar análisis de seguridad en reactores nucleares utilizando técnicas de mejor estimación. Las técnicas de mejor estimación, en contraposición con las conservadoras, permiten la operación del reactor con márgenes de seguridad más estrechos, y por tanto mayor economía del núcleo.

El análisis de seguridad de los LWR requiere un profundo conocimiento de los fenómenos físicos clave que determinan el comportamiento e integridad de todos los sistemas y salvaguardias que los componen. Entre las áreas de ingeniería cuyo conocimiento es necesario para el estudio del comportamiento de los LWR destacan entre otras la mecánica de fluidos (tanto monofásica como multifásica), la neutrónica, la

transmisión de calor y la resistencia de materiales.

El conocimiento alcanzado durante las últimas décadas en estos fenómenos ha resaltado la necesidad de analizar de forma conjunta todos los procesos físicos que se producen en un reactor nuclear debido a la fuerte relación de dependencia existente entre ellos. Gracias al análisis conjunto de toda la física se consiguen alcanzar estándares de precisión suficientes para dar credibilidad a la predicción realizada.

En Estados Unidos (EE.UU.), el consorcio CASL (*Consortium for Advanced Simulation of Light Water Reactors*) formado por numerosos Laboratorios Nacionales (Oak Ridge, Idaho, Los Alamos, Sandia, MIT), algunas universidades (Michigan, North Carolina) e incluso algunas empresas como Westinghouse, están desarrollando una plataforma multifísica (VERA) que tiene por objetivo proporcionar capacidades vanguardistas de modelado y simulación para mejorar el rendimiento de los LWR que se encuentran en operación. Las metas a cumplir por

AGUSTÍN ABARCA GIMÉNEZ

Departamento de Ingeniería Nuclear de la North Carolina State University.

UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

Ingeniero industrial y doctor ingeniero nuclear por la UPV. Máster en Seguridad Industrial y Medio Ambiente.

RAFAEL MIRÓ HERRERO

Profesor.

UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

Doctor ingeniero industrial por la UPV.

GUMERSINDO VERDÚ MARTÍN

Catedrático.

UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

JOSÉ MELARA

IBERDROLA GENERACIÓN NUCLEAR

Doctor por la Universitat Politècnica de València.

ALBERTO CONCEJAL

IBERDROLA GENERACIÓN NUCLEAR

Doctor por la Universidad Politécnica de Madrid.

HIGH PERFORMANCE MULTIPHYSICS PLATFORM FOR NUCLEAR SAFETY ANALYSIS

In recent years, in parallel with advances in computer technology, computer tools have been developed through which it is possible to obtain a detailed description of the phenomena occurring in the core of nuclear reactors. The final objective of these new tools is to perform safety analysis using best estimate techniques. The best estimate techniques, as opposed to the conservative ones, allow the operation of the reactor with narrower safety margins, and thus greater core economy.

In this context, it has been developed a multiphysics computer platform that integrates simulation codes that cover most of the physics that take place in nuclear reactors. For the integration of the different feedback phenomena between thermal-hydraulics, neutronics and heat transfer, a series of couplings have been developed between the codes that compose the platform. All the developments carried out are intended to realistically represent the design and behavior of the nuclear facility, including the control system, fuel elements and fuel rods.



todos los desarrollos y códigos de la plataforma son crear un reactor virtual moderno, proporcionar más comprensión de los límites de seguridad mientras se abordan los problemas de operación y diseño, involucrar a toda la comunidad nuclear en la importancia del modelado y la simulación y desarrollar nuevos paradigmas de patrocinio y colaboración multidisciplinar.

Igualmente, cabe mencionar aquí los proyectos europeos Nurisim y Nurisp, auspiciados por el *Commissariat à l'Énergie Atomique* (CEA) francés, que han desarrollado una plataforma informática, Salome (*The Open Source Integration Platform for Numerical Simulation*). Salome partió con la premisa de facilitar la integración en un mismo sistema informático de diferentes códigos de simulación: neutrónicos; termohidráulicos; CAD, CFD, etc. Esta plataforma requiere una gran modificación de los códigos (modularidad) y la generación de API (*Application Programming Interfaces*) para la integración de los códigos en ella. Estos motivos hacen que no sea factible la integración de códigos de los que no se disponga de las fuentes (códigos *open source*).

Todos los desarrollos se incluyen en una misma plataforma informática que los engloba y coordina las simulaciones bajo las directrices del usuario. La plataforma debe poseer suficiente flexibilidad para realizar estudios de seguridad en multitud de escenarios operacionales o accidentales, con el fin último de ser utilizada en cálculos de apoyo a licencia. Las herramientas desarrolladas se deben verificar mediante una serie de aplicaciones prácticas en distintos transitorios y escenarios accidentales en reactores de agua ligera. Los resultados obtenidos se han comparado con medidas reales de planta y con los resultados de otros códigos de simulación mostrando una adecuada capacidad predictiva.

El objeto del proyecto NUC-Multiphys ha sido el desarrollo una plataforma avanzada e innovadora de herramientas termohidráulicas, neutrónicas y termomecánicas, que puedan interactuar entre sí de forma automática, para conocer el comportamiento de los reactores nucleares, sus límites de actuación y realizar estudios de seguridad en los transitorios más característicos y accidentes de reactividad más comunes. El objetivo final de una

plataforma multifísica es el poder tener control sobre el código fuente, de tal forma que sea un proyecto **vivo, ampliable, actualizable y mejorable en cualquier momento**, sin dependencias externas, que se pueda transferir a las empresas del sector, no sólo a nivel español, sino también a nivel internacional.

En la plataforma informática se incluyen algunos de los códigos de última generación (estado de arte) para el análisis del comportamiento de reactor. En el plano termohidráulico se utiliza el código formado por el acople semiimplícito entre el código de sistema Trace y el de subcanal Cobra-TF (CTF), cuya versión paralela se ha desarrollado e implementado. En transitorios en los que resultan necesarios los cálculos de neutrónica tridimensional, se ha desarrollado el acople explícito entre el simulador tridimensional de núcleos Parcs y el código de subcanal CTF. Para el análisis de la integridad de las varillas de combustible se emplean los códigos Frapcon y Fraptran, acoplando este último de forma temporalmente explícita con CTF.

ASPECTOS GENERALES DE LA PLATAFORMA MULTIFÍSICA

Selección de códigos y acoplamientos

A la hora de seleccionar los códigos se han tenido en cuenta diversos detalles entre los que destaca la posibilidad de los investigadores de acceder a los códigos fuentes de los mismos. También se ha intentado seleccionar códigos vivos, es decir códigos actuales, con mantenimiento y que sean referencia de la industria nuclear para los campos analizados. Otro aspecto que se ha tenido en cuenta es que los códigos puedan llegar al nivel de detalle deseado en cada una de las físicas analizadas y en un tiempo de computación aceptable.

Códigos termohidráulicos

De entre los códigos disponibles para el análisis de los fluidos calefactados que circulan a través del sistema de refrigeración y el núcleo de los LWR se han seleccionado los códigos termohidráulico de sistema Trace y de subcanal CTF. Ambos códigos se complementan a la perfección a la hora de simular tanto el comportamiento global de la planta con Trace, como los detalles necesarios de los elementos combustibles que conforman el núcleo

del reactor utilizando las capacidades de CTF.

Trace es el código de referencia de la US NRC para realizar análisis termohidráulicos. El código es capaz de analizar eventos de pérdida de refrigeración (LOCA) causados por roturas tanto grandes como pequeñas y analizar transitorios, tanto en reactores de agua a presión como en reactores de agua en ebullición (PWR y BWR). Actualmente existe capacidad de modelar fenómenos termohidráulicos tanto de manera unidimensional (1D) como tridimensional (3D) utilizando los distintos componentes básicos disponibles en el código.

Los modelos utilizados en Trace incluyen flujo multidimensional de dos fases, termodinámica de no-equilibrio, transferencia de calor generalizada, flujo a contra corriente, seguimiento de nivel y cinética del reactor. También se proporcionan capacidades automáticas de salvado/reinicio de estados estacionarios y transitorios. Las ecuaciones diferenciales parciales que describen el flujo de dos fases y la transferencia de calor se resuelven utilizando métodos numéricos de volúmenes finitos. Las ecuaciones de transferencia de calor se evalúan utilizando una técnica de diferenciación temporal semi-implícitas.

Las ecuaciones de dinámica de fluidos en los componentes espaciales de Trace unidimensionales (1D) y tridimensionales (3D) utilizan por defecto un procedimiento de diferenciación temporal de varios pasos que permite superar la condición de *limite de Courant material* (método SETS). También está disponible un método de *diferenciación de tiempo semiimplícito* más directo, si el usuario lo solicita en el archivo de entrada.

Cobra-TF (CTF) es un código de simulación termohidráulica de subcanal diseñado para el análisis con alto nivel de detalle de núcleos y elementos combustibles de LWR. Utiliza dos fases, con tres campos (líquido continuo, vapor continuo, y gotas de líquido dispersas en ciertos regímenes de ebullición) como aproximación al fluido bifásico. Las ecuaciones de conservación se resuelven bien para coordenadas de subcanal como para una malla ortogonal 3D.

Los modelos utilizados en CTF incluyen flujo multidimensional de dos fases y tres campos con un total de ocho ecuaciones de conserva-

ción (se utiliza una única ecuación de conservación de la energía del líquido continuo y disperso), termodinámica de no-equilibrio, transferencia de calor generalizada, modelos simplificados de rejillas espaciadoras y conducción térmica 3D en los sólidos. Las ecuaciones diferenciales parciales que describen el comportamiento del fluido bifásico y la transferencia de calor se resuelven utilizando métodos numéricos de volúmenes finitos y se evalúan utilizando técnicas de diferenciación temporal semiimplícitas.

Código neutrónico

Como herramienta neutrónica en la plataforma desarrollada se ha seleccionado el código de difusión neutrónica 3D Parcs. Parcs es un simulador de núcleos tridimensional (3D) que resuelve, tanto en estacionario como en transitorio, la ecuación de la difusión en multigrupos en geometrías cartesianas rectangular y hexagonal. Además, Parcs también cuenta con la posibilidad de realizar cálculos mediante aproximaciones de bajo orden angular a la ecuación del transporte (SP3) y realizar la reconstrucción de potencia a nivel de varilla de combustible a partir de la solución nodal. Parcs está directamente acoplado con el código termohidráulico de sistema Trace y presenta interfaz de acople con otros códigos como Relap5 utilizando la PVM (Parallel Virtual Machine). El código está siendo desarrollado en el Department of Nuclear Engineering and Radiological Sciences de la Universidad de Michigan, financiado y mantenido a través de la US NRC.

Código termomecánico

La plataforma se completa con los códigos de análisis termomecánicos de combustible Frapcon/Fraptran, que proporcionan valores del comportamiento del combustible tanto en casos pseudoestacionarios (en función del quemado adquirido durante el periodo que permanece el combustible en el núcleo), como durante los análisis transitorios rápidos. Los valores calculados por estos códigos termomecánicos pueden ser utilizados tanto para calcular parámetros limitantes de seguridad durante transitorios de seguridad nuclear, como para realimentar las estructuras que representan las varillas de combustible en el código termohidráulico con variables calculadas con mayor exactitud.

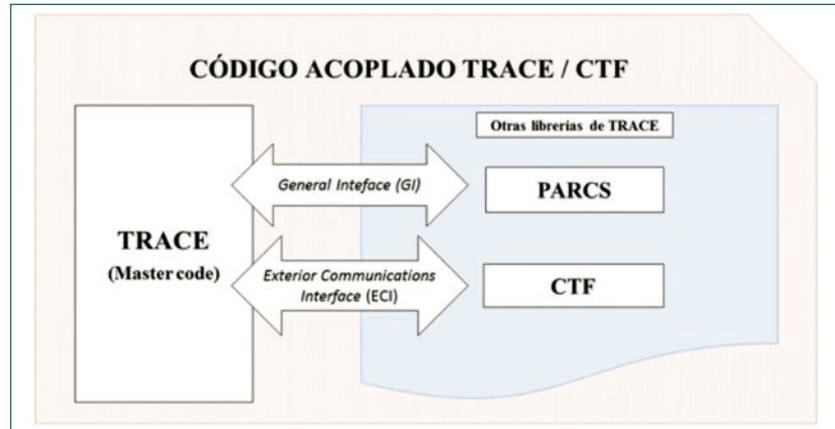


Figura 1. Esquema del código acoplado TRACE/CTF.

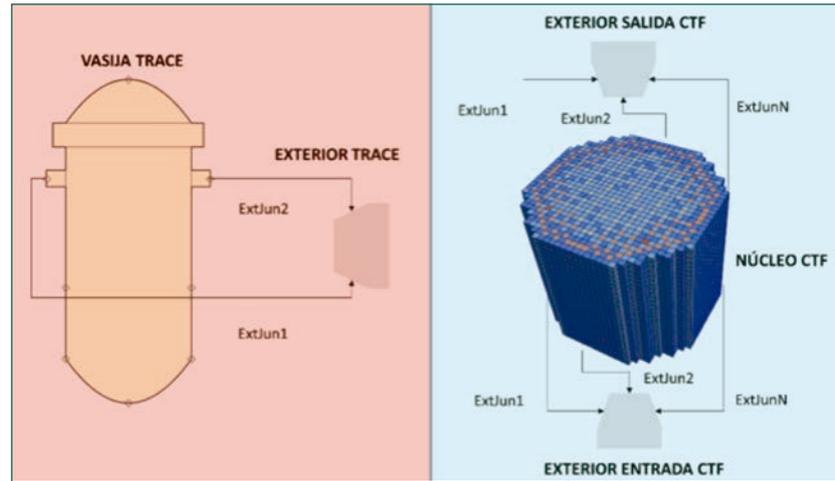


Figura 2. Dominios simulados por TRACE y CTF para la metodología desarrollada.

ACOPLAMIENTO Y OPTIMIZACIÓN DE LOS CÓDIGOS DE LA PLATAFORMA

En este apartado se presentan brevemente los acoples y optimizaciones realizadas en los códigos que componen la plataforma multifísica desarrollada en el presente trabajo. En primer lugar, se aborda el procedimiento de acople entre los códigos termohidráulicos de sistema Trace y de subcanal CTF (acople TH-TH). En segundo lugar, se presenta el acople entre el código termohidráulico de subcanal CTF y el neutrónico Parcs (acople TH-NK3D). Se detalla el acople realizado entre el código termohidráulico de subcanal CTF y el código termomecánico Fraptran. Para acabar el presente apartado se detalla la paralelización mediante MPI del código CTF.

Esquema de acople

Para poder utilizar el esquema de acople semiimplícito se han utilizado los componentes tipo exterior que ofrece Trace. Para ello el código

CTF se compila como librería estática que le enlaza al ejecutable del proyecto principal de Trace. Una vez confeccionado el proyecto de compilación conjunto, se han programado todas las subrutinas y funciones necesarias para que CTF pueda comunicarse internamente con Trace, intercambiado la información necesaria en cada etapa del proceso del proceso interno de acople. En la Figura 1 se presenta un esquema de la estructura interna del código acoplado Trace/CTF.

Pasando del plano computacional al plano geométrico o práctico, en la Figura 2 se presenta un esquema del acople entre los dominios modelados mediante los códigos termohidráulicos Trace y CTF. Como puede deducirse de la Figura 2, para la ejecución del código acoplado deben construirse dos archivos de entrada, uno para cada código, que representan los dos dominios representados. El dominio modelado con el código Trace representa todo el sistema que se quiere simular con la excepción del/los compo-



nentes/s que se desean analizar con mayor detalle utilizando el código de subcanal CTF, que generalmente será el núcleo del reactor. Ambos dominios están acoplados a través de los componentes exterior definidos en ambos códigos, en Trace dentro del mismo archivo de entrada y en CTF a través del archivo de acople que se detallará en posteriores apartados.

Como puede observarse en las Figuras 2 y 3, físicamente ambos modelos comparten una serie de conexiones especiales denominadas exterior junctions sobre las que Trace resuelve el sistema de ecuaciones.

ACOPLE TH-NK3D CTF/PARCS

Se ha desarrollado el acople entre el código de subcanal CTF y el código de difusión neutrónica tridimensional PARCS en su versión v3.2 (Parcsv3.2).

El objetivo de este acople es incluir una cinética tridimensional en CTF para realimentación al código con la potencia obtenida a partir de dicha neutrónica. Está ampliamente demostrado que los códigos acoplados TH-NK3D son los más apropiados para la simulación de transitorios asimétricos en los que el comportamiento cinético del núcleo resulta de capital importancia. Organismos reguladores como la US NRC recomienda el uso estos códigos acoplados para la simulación de algunos de los transitorios base de diseño de reactores tipo PWR y sobre todo BWR.

Esquema de acople TH-3DNK

Se ha utilizado un esquema de acople explícito interno similar al actualmente existente entre Parcs y Trace. El acople es temporalmente explícito porque las ecuaciones neutrónicas y termohidráulicas no se resuelven a la vez, utilizando un esquema conjunto. Los códigos únicamente intercambian los valores necesarios para proporcionarse condiciones de contorno mutuamente en cada paso de tiempo. Cada código resuelve su sistema de ecuaciones y se asegura la conver-

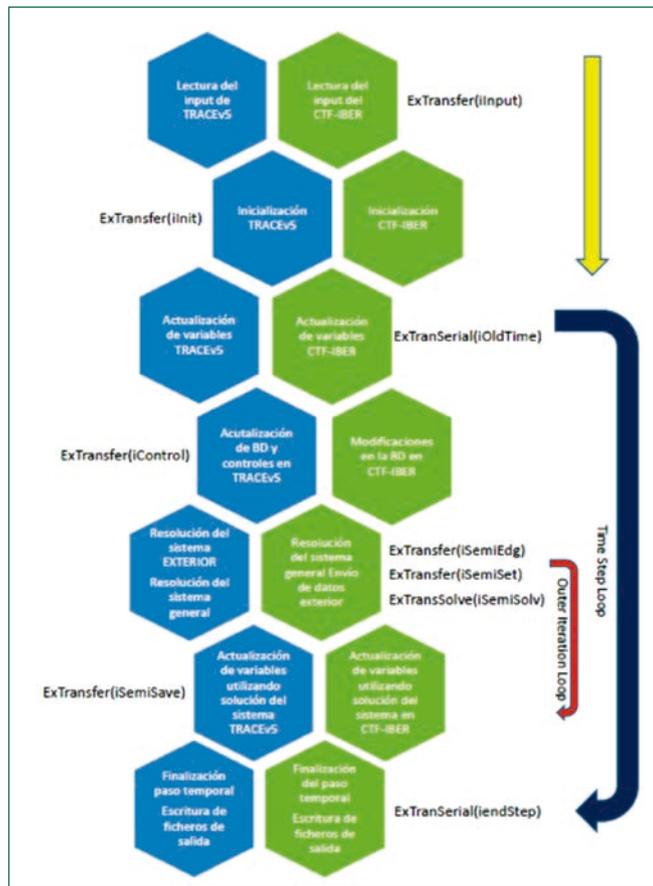


Figura 3. Esquema de comunicación y resolución del código acoplado TRACE/CTF.

gencia de ambos para cada paso de tiempo mediante el esquema de control de avance del acople. Temporalmente equivale al típico esquema de acople explícito en un sistema de códigos líder/seguidor (master/slave).

Es decir, uno está embebido en el otro. Como puede apreciarse en el esquema de acople de la Figura 4, CTF proporciona a Parcs los valores termohidráulicos del núcleo. Estos valores deben corresponderse a la parametrización realizada de las tablas de las secciones efica-

ces. Generalmente son la temperatura Doppler del combustible, la densidad del moderador y la concentración de boro. Utilizando estas condiciones de contorno y las tablas de secciones eficaces, Parcs resuelve la ecuación de la difusión en los nodos de la malla tridimensional que representa al núcleo del reactor.

La potencia nodal (o a nivel de varilla si se utiliza la capacidad de reconstrucción de este tipo de potencia) obtenida por Parcs es comunicada a CTF. Estos valores de potencia se utilizan como condición de contorno térmica en las estructuras de calor que representan a las varillas de combustible en el código termohidráulico.

En el acoplamiento CTF/Parcs desarrollado, como suele ser habitual, el código termohidráulico actúa como director. Este rol implica que CTF es el encargado de realizar

las llamadas a Parcs para que este complete parte (o la totalidad) de su esquema de cálculo. Las condiciones iniciales de potencia (calor) en CTF se leen del archivo de entrada, y generalmente vienen proporcionadas por los perfiles de potencia calculados mediante una ejecución de un estacionario con Parcs en solitario.

ACOPLE TH-TM CTF/FRAPTRAN

Se ha desarrollado un acople entre el código de subcanal CTF y el código de análisis de comportamiento de combustible nuclear Fraptran. El acople está basado en el intercambio interno de datos. No son

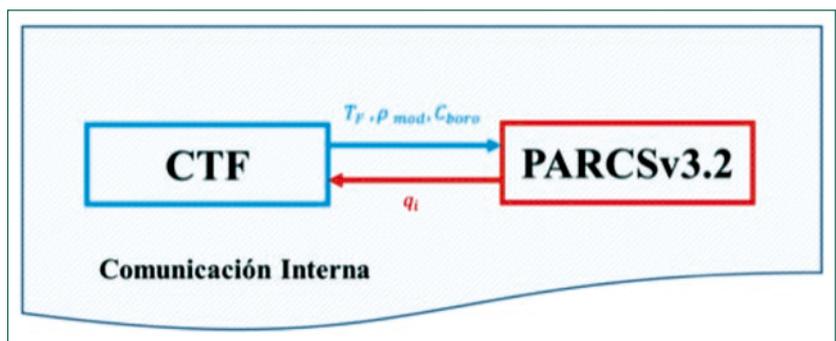


Figura 4. Esquema general del código acoplado CTF/Parcsv3.2.

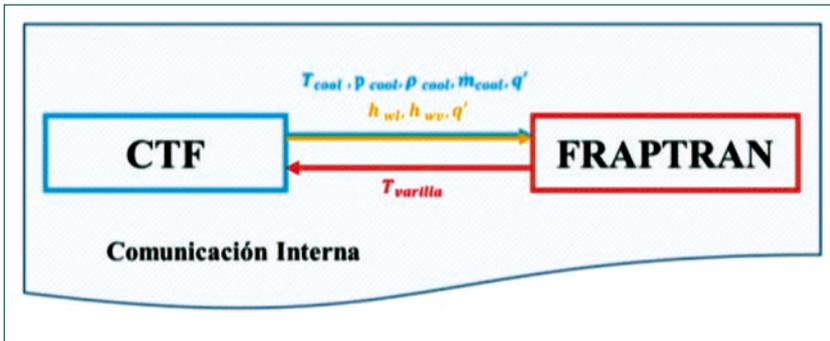


Figura 5. Esquema general del código acoplado CTF/Fraptran.

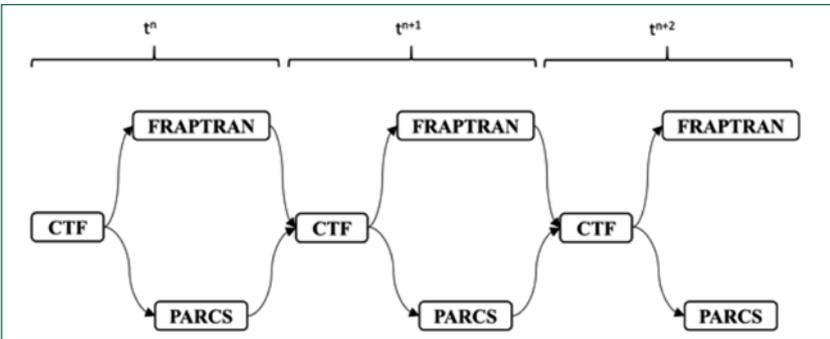


Figura 6. Esquema explícito de acople CTF/Parcs/Fraptran.

necesarias interfaces de comunicación externa entre ambos códigos. El acople implementado es temporalmente explícito. Esto significa que no existe acople real entre las ecuaciones de ambos códigos, por lo que únicamente se realimentan con las condiciones de contorno generadas por el otro código. El acople actual tiene como limitación que se puede efectuar el análisis de una única varilla por proceso computacional.

El objetivo de este acople es incluir un módulo termomecánico pa-

ra el estudio del comportamiento e integridad de las varillas de combustible nuclear en simulaciones termohidráulicas realizadas mediante el código de subcanal CTF. Esta característica habilita el cálculo de márgenes de seguridad e integridad de vaina durante los transitorios simulados con la herramienta finalmente generada. Es importante poder incluir un código informático como Fraptran, propuesto por la US NRC como código de referencia para el análisis de accidentes base

diseño y para transitorios en los que se analice el comportamiento de una sola varilla de combustible en condiciones de operación del reactor accidentales.

Esquema de acople

En este caso se ha vuelto a utilizar el esquema de acople explícito interno entre los códigos CTF y Fraptran. El acople es temporalmente explícito porque no hay ningún tipo de interacción entre las ecuaciones hidráulicas de CTF y las termomecánicas de Fraptran, simplemente se limitan al intercambio de información relativa a sus condiciones de contorno entre los distintos pasos de tiempo.

La transferencia de información entre códigos se realiza mediante comunicación interna, lo que obliga a que ambos códigos estén incluidos en un mismo proyecto de compilación. En la Figura 5 se presenta un esquema del acople e intercambio de información entre CTF y Fraptran.

CTF envía directamente los coeficientes de transferencia de calor entre el fluido y la superficie sólida de la varilla a Fraptran. Los mapas de regímenes de transferencia de calor adoptados del módulo acoplado son los de CTF, limitando a Fraptran a los cálculos de comportamiento del combustible, omitiendo tanto los cálculos relativos a su módulo hidráulico como su lógica de selección de regímenes de transferencia de calor.

Después de realizar el cálculo térmico, Fraptran devuelve a CTF el perfil de temperaturas de la varilla,

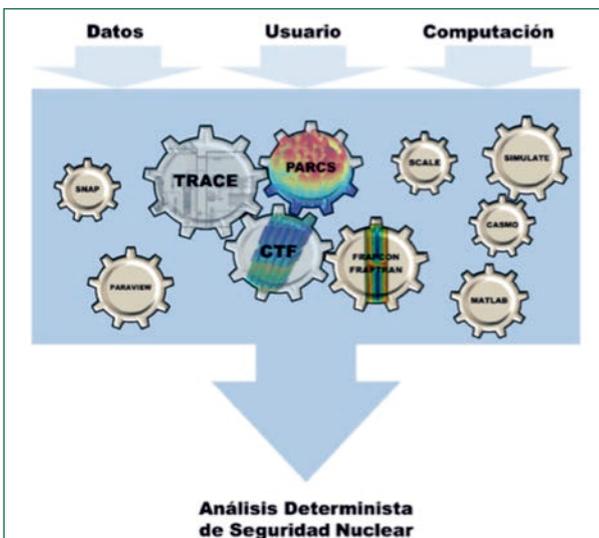


Figura 7. Diagrama de bloques de la plataforma multifísica.

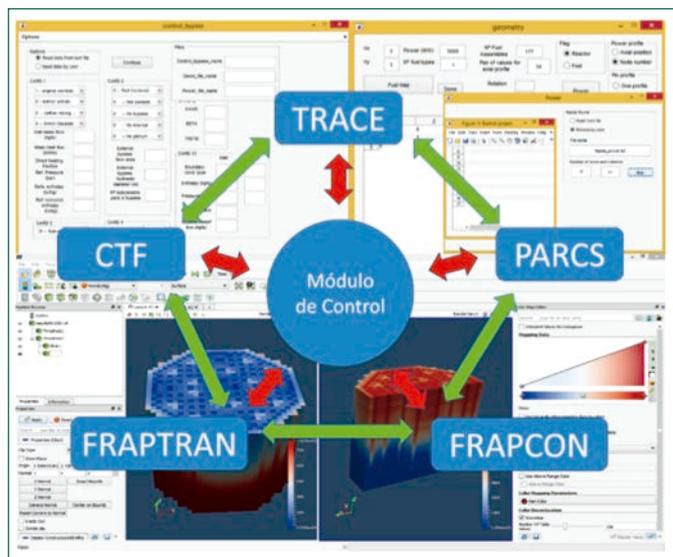


Figura 8. Diagrama de flujos de la plataforma informática.

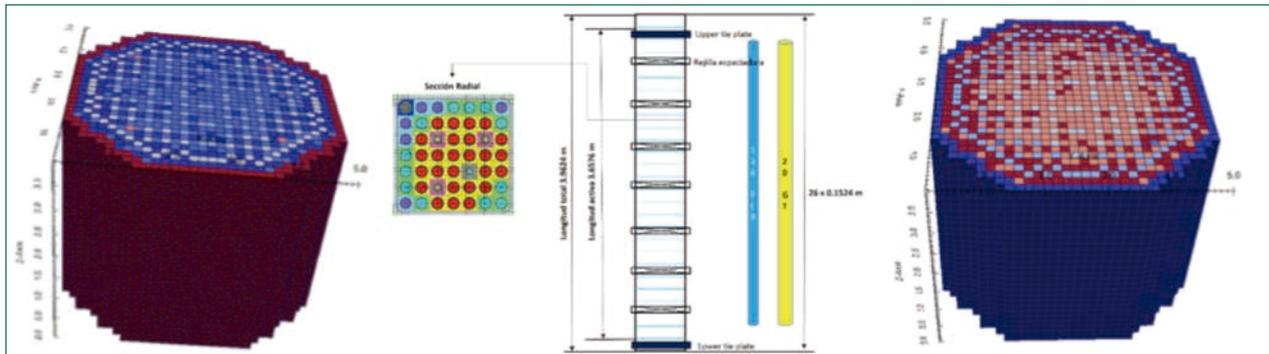


Figura 9. Esquema del modelo de CTF y Parcs del núcleo del reactor de Peach Bottom Unit 2.

y CTF lo utiliza también en el cálculo el término de *transferencia de calor con la pared* de su ecuación de la energía. En este supuesto, no es necesario que CTF realice la ecuación de la conducción de calor en la varilla acoplada con Fraptran.

En caso de simulaciones acopladas TH-NK3D, existe un triple intercambio de información. Esto se debe a que el flujo de calor (o potencia lineal) comunicada a Fraptran por CTF procede a su vez del cálculo de la potencia neutrónica de Parcs, si bien resulta evidente que Fraptran no devuelve informa-

ción a Parcs. Los tres códigos están acoplados explícitamente y utilizan un esquema de comunicación temporal equivalente al de la Figura 6.

AGRADECIMIENTOS

Este trabajo se enmarca dentro de la línea de investigación financiada por el *Ministerio de Economía y Competitividad* en el proyecto NUC-MULTPHYS (ENE2012-34585) y los proyectos de colaboración interdisciplinar de la *Universitat Politècnica de Valencia* COBRA_PAR (PAID-05-11-2810) y Open-NUC (PAID-05-12). ■

- Desarrollo y verificación de una plataforma multifísica de altas prestaciones para Análisis de Seguridad en Ingeniería Nuclear. Agustín Abarca, Universitat Politècnica de València, julio 2017.
- CASL-Consortium for Advanced Simulation of Light Water Reactors. Available: <http://www.casl.gov/>

REFERENCIAS