

# Resumen

En los últimos años, paralelamente a los avances en tecnología informática, se están desarrollando multitud de 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, en la presente tesis doctoral 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.

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 acoplado desarrollado, formado por el acople semi-implícito entre el código de sistema TRACE y el de subcanal COBRA-TF (CTF), cuya versión paralela ha sido creada en este trabajo. 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.

Todos los desarrollos realizados se han incluido en una misma plataforma informática que los engloba y coordina las simulaciones bajo las directrices del usuario. La plataforma posee suficiente flexibilidad para realizar estudios de seguridad en multitud de escenarios operacionales o accidentales, y se desea que en un futuro pueda ser utilizada en cálculos de apoyo a licencia. Las herramientas desarrolladas han sido verificadas 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 trabajo realizado en la presente tesis doctoral 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).