

P 3057

MODELO TERMOQUIMICO DE UNA BARRA COMBUSTIBLE NUCLEAR EN CONDICIONES NORMALES Y DE ACCIDENTE

Lemes M¹, Soba A², Denis A¹¹ *Centro Atómico Constituyentes, Comisión Nacional de Energía Atómica*² *Centro de Simulación Computacional para Aplicaciones tecnológicas*

Durante el funcionamiento normal de una planta nuclear, las condiciones termo-mecánicas y termo-hidráulicas pueden ser descritas numéricamente mediante el uso de modelos que suponen variaciones lentas en las condiciones de irradiación. Así, se genera una respuesta controlada de los diferentes parámetros que caracterizan al reactor, como la distribución de temperaturas y el calor que el sistema entrega al refrigerante. Por el contrario, en condiciones de accidente, las variaciones en el sistema resultan muy rápidas y los modelos para describirlas deben ser no estacionarios. Un tipo particular de accidente es el denominado "Loss Of Coolant Accident" (LOCA), caracterizado por la pérdida parcial o total del refrigerante. En accidentes de este tipo el sistema registra una caída de presión en el líquido refrigerante, El calor acumulado en las barras debe ser disipado en condiciones de refrigeración defectuosas. Este transitorio involucra diversas situaciones físicas que responden a las diferentes instancias pudiendo causar daños estructurales severos, y en situación extrema, la fusión del combustible y su posible dispersión. Este conjunto de fenómenos requiere de modelos adecuados, altamente no lineales, que describan cada reacción particular. Además, las correspondientes subrutinas deben operar en forma interconectada con cada uno de los restantes procesos que se disparan en el momento de accidente. Esto significa, desde el punto de vista de la simulación, que no basta con obtener un modelo que describa acertadamente un problema aislado, sino que cada uno debe pensarse como parte de un todo combinado. Durante los últimos diez años, la Sección Códigos y Modelos de la Gerencia Ciclo del Combustible Nuclear del Centro Atómico Constituyentes, CNEA, viene desarrollando el código DIONISIO, para la simulación del comportamiento de los combustibles de reactores de potencia, bajo condiciones de operación normal. Constituye un código bidimensional que trabaja con elementos finitos y contiene más de 40 modelos interconectados (muchos de los cuales fueron desarrollados por miembros del grupo). A través del análisis de diferentes estudios presentes en la literatura abierta, se desarrollaron subrutinas que, si bien no aspiran a abarcar el estudio completo de una central nuclear, como los presentes en un código termohidráulico, permitan evaluar las condiciones de contorno que operan sobre el combustible en caso de accidente. Para esto, se requirió analizar y cuantificar el comportamiento del fluido refrigerante en un dominio próximo a una barra. Los resultados alcanzados constituirán datos de entrada que tomará DIONISIO, con los que simulará los cambios físicos y químicos más importantes que pudieran sufrir las pastillas y las vainas.