

Análisis termo-hidráulico best-estimate de un accidente en contención de un reactor PWR-W con el código GOTHIC mediante un modelo 3D detallado.

Rafael Bocanegra / Gonzalo Jiménez
Departamento de Ingeniería Nuclear - Universidad Politécnica de Madrid
r.bocanegra@upm.es / gonzalo.jimenez@upm.es

1. INTRODUCCIÓN

La simulación de los accidentes tipo LOCA o MSLB en una contención PWR-W normalmente se simulan con la opción de volúmenes de control con parámetros agrupados en GOTHIC, ya que es adecuado para el análisis de licencia. Sin embargo, para el estudio de detalle del comportamiento termo-hidráulico de cada recinto de la contención, podría ser más adecuado contar con un modelo tridimensional que representase más fielmente la geometría de la contención

El objetivo de este proyecto será realizar un modelo de contención PWR-W con el código GOTHIC que permita analizar el comportamiento detallado tras un accidente base de diseño o un accidente severo. A diferencia de los modelos normalmente usados en códigos de este tipo, el análisis se realizará mediante un modelo tridimensional de la contención, siendo este mucho más preciso.

2. CONSTRUCCIÓN DEL MODELO DE CONTENCIÓN EN 3D

La construcción de modelo de la contención en 3D se ha realizado en tres pasos:

- Modelo detallado CAD en 3D
- Modelo Simplificado CAD en 3D
- Modelo en GOTHIC

2.1. Modelo detallado CAD en 3D

El modelo detallado se ha realizado mediante la digitalización de los planos disponibles y su posterior uso como plantilla de base. Los documentos principales que han servido como fuente de información de la geometría de la planta son: "Analysis of three severe accident sequences (AB, SGTR and V) in a 3 loop W-PWR 900 MWe NPP with the Melcor code", Referencia [9]. y el artículo " Neutron dosimetry inside the containment building of Spanish nuclear power plants with PADC based dosimeters", Referencia [10]

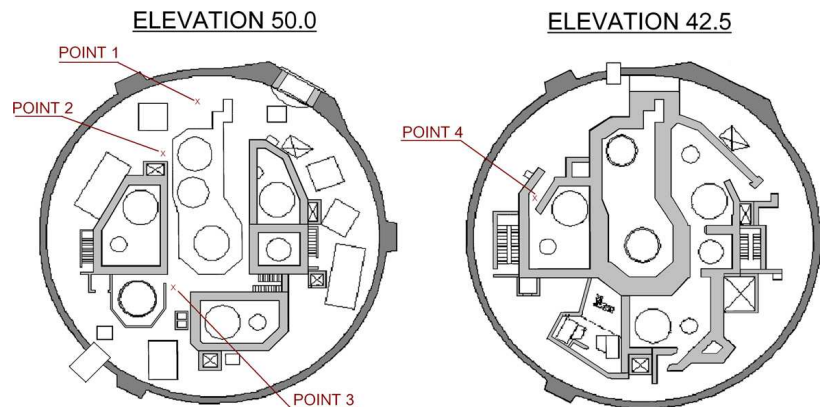


Ilustración1: Esquema de distribución de la cota 42.5 y cota 50.0 (cota de operación). Referencia [10]

2.2. Modelo simplificado CAD en 3D

El objetivo de este modelo simplificado es servir como "puente" entre el modelo detallado y el modelo de GOTHIC. Se ha tratado de construir una versión lo más parecida posible al modelo detallado usando las figuras geométricas que permite utilizar el GOTHIC para la creación de bloques (blockages).

2.3. Modelo GOTHIC en 3D

Para la construcción del modelo en el código GOTHIC se ha seguido la siguiente secuencia:

- Volúmenes de control y caminos de flujo
- Geometría de la instalación mediante el uso de bloques (blockeages)
- Mallado del volumen subdividido
- Inserción de conectores 3D (3D conectors)
- Estructuras de calor
- Representación de componentes de la contención
- Rociadores
- Refrigeración de contención

3. MODELO ESTACIONARIO EN GOTHIC

Se han realizado pruebas sobre el modelo de GOTHIC, verificándose el adecuado comportamiento de los conectores, flow paths y conductores térmicos, así como de la malla elegida para su nodalización

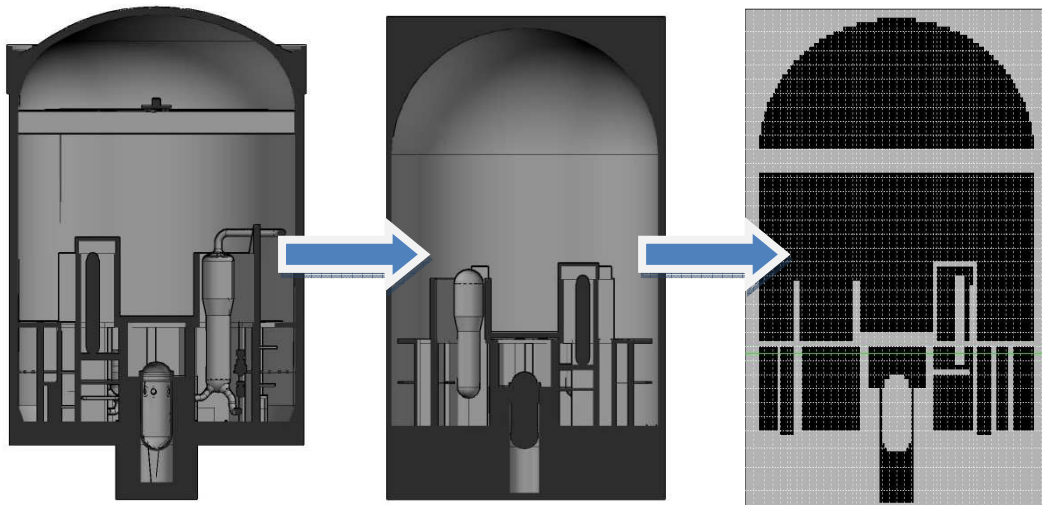


Ilustración 2: Proceso de construcción del edificio de contención

4. CONCLUSIONES

El presente proyecto demuestra que es posible construir un modelo tridimensional detallado de reactor PWR en GOTHIC, y que los resultados de las simulaciones son estables en régimen de operación a potencia. Esto abre nuevas posibilidades a la hora de estudiar las consecuencias de accidentes contemplados tanto dentro como fuera de las bases de diseño.

Con la planta funcionando en régimen de operación a potencia se podría simular accidentes de categoría 4, como un accidente con pérdida de refrigerante en el primario, una rotura grande en la línea de vapor principal o una rotura de uno de los tubos del generador de vapor.

Una vez se tiene el modelo de un reactor PWR en GOTHIC, se podría analizar, tras un accidente con pérdida de suministro eléctrico en la central, de cuánto tiempo se dispone hasta que las piscinas que cubren el núcleo se evaporan. También sería interesante estudiar qué impacto tendría la formación de hidrógeno en la contención, y qué porcentaje se podría recombinar o quemar.

Otro proyecto futuro sería comparar los resultados de GOTHIC frente a códigos como MELCOR, especializados en el estudio de las consecuencias durante un accidente severo.

Así mismo, la construcción del modelo tridimensional en CAD sirve como base para la realización de estudios con códigos CFD (FLUENT, Star-CCM+,...) y realizar modelos tridimensionales ultradetallados. Este tipo de simulaciones requieren una alta capacidad computacional y una inversión significativa en licencias de software, sin embargo, se entraría en unas líneas de investigación poco exploradas a día de hoy en lo referente a estudios termo-hidráulicos y de seguridad nuclear.

AGRADECIMIENTOS

Quiero mostrar mi más sincero agradecimiento a todas las personas que nos han ayudado en la realización de este proyecto y a amigos y familiares por su constante apoyo.

REFERENCIAS

- [1] Wang A B. 'Fort Calhoun Station, Unit 1, Issuance of Amendment 222, Authorizing Revisions to the Updated Safety Analysis Report to Incorporate the NRC Approval of the GOTHIC 7.0 Computer Program for Performing Containment Analysis. Mayo 2005.
- [2] Ofstun R P, Scobel J H. 'Westinghouse Containment Analysis Methodology'. WCAP-16608-NP. Agosto 2006.
- [3] Frank Rahn. 'GOTHIC 8.0 (beta2) Thermal Hydraulic Analysis Package User Manual'. NAI 8907-02 Rev 20. Junio 2011.
- [4] AREVA, Framatome ANP. 'Analysis of Containment Response to Postulated Pipe Ruptures Using GOTHIC'. BAW-10252(NP). Julio 2004.
- [5] Ofstun R P; Andreychek T S. 'WGOTHIC Application to AP600 and AP1000'. Marzo 2004.
- [6] Lyons J E , 'Applicability of AP600 Standard Plant Design Analysis Codes and Test Program to the AP1000 Standard Plant Design. Marzo 2002
- [7] Ofstun R P. 'Development and Qualification of a GOTHIC Containment Evaluation Model for the Prairie Island Nuclear Generating Plants'. Abril 2004.
- [8] Tecnomat. 'Fundamentos tecnológicos de centrales PWR: accidentes base de diseño'. Octubre 1982.
- [9] European Commision. Analysis of three severe accident sequences (AB, SGTR and V) in a 3 loop W-PWR 900 MWe NPP with the Melcor code. 1994.
- [10] M.J. García-Fuste , C. Domingo, K. Amgarou, T. Bouassoule, J. Castelo. Neutron dosimetry inside the containment building of Spanish nuclear power plants with PADC based doseimeters. Octubre 2009
- [11] Westinghouse Nuclear Española. 'Descripción del sistema SNGV Westinghouse'. ISBN 84-300-8592-0