



Nuclear España

LA REVISTA DE LOS PROFESIONALES DEL SECTOR NUCLEAR

Nº 313 • DICIEMBRE / DECEMBER 2010



Pedro ORTEGA

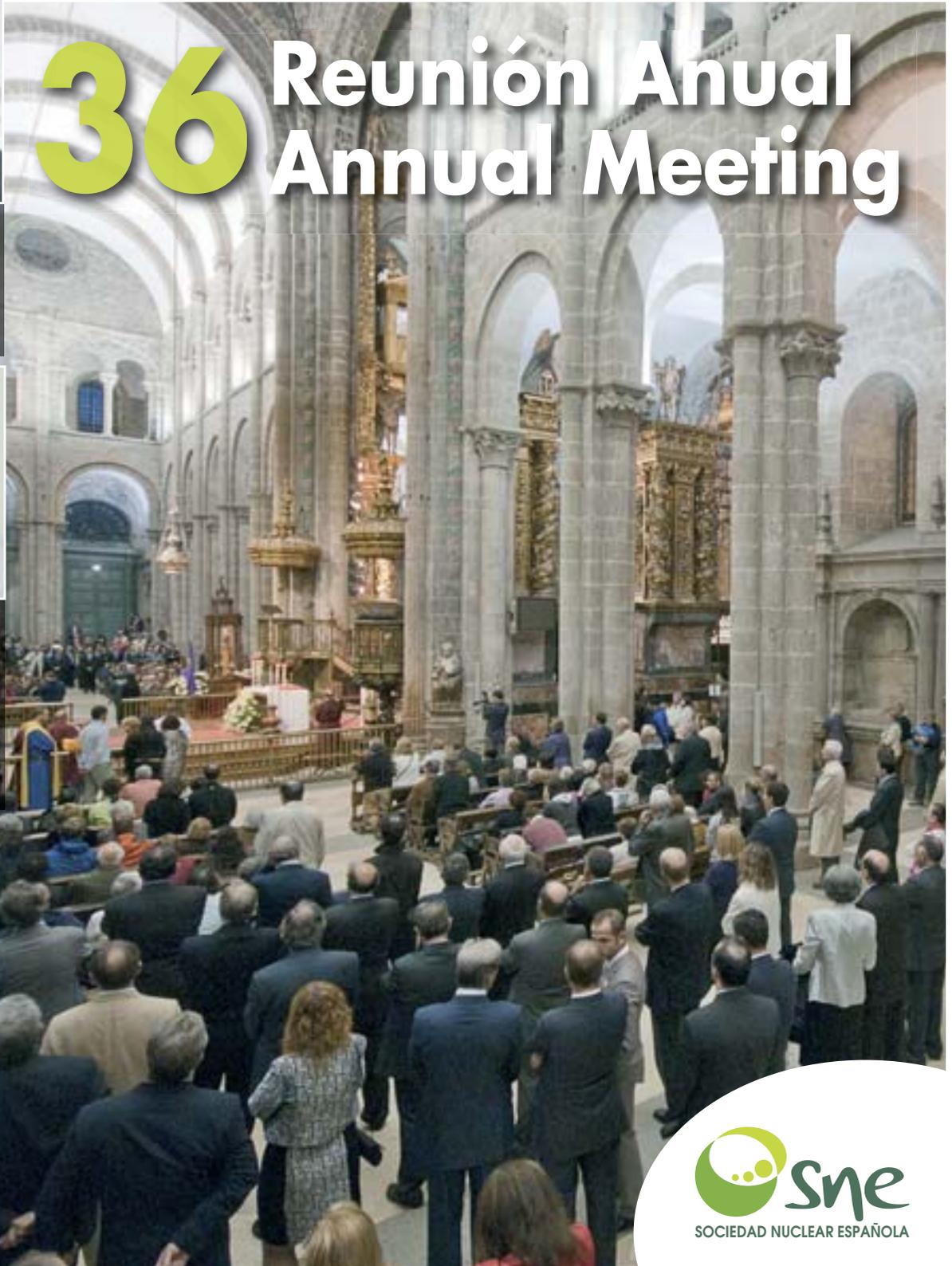
Presidente del
Comité Organizador
*Chairman of the
Steering Committee*



**Marina
RODRÍGUEZ
ALCALÁ**

Presidenta del
Comité Técnico
*Chairwoman of the
Technical Committee*

36 Reunión Anual Annual Meeting



Westinghouse AP1000

On schedule for 2013

*Placement of the containment vessel
bottom head at Sanmen, Unit 1.*



WESTINGHOUSE ELECTRIC COMPANY LLC

The Westinghouse AP1000™ nuclear power plant is the technology of choice for active and emerging new plant markets across the globe.

In China, four new AP1000s are currently under construction and they are being built in an on-time and on-budget manner, with the first scheduled to come online as planned in 2013.

In the United States, the AP1000 has been selected as the technology of choice for more than half of the new plants announced, including the only six for which engineering, procurement and construction contracts have been signed.

Westinghouse nuclear technology will help provide future generations with safe, clean and reliable electricity.

Check us out at www.westinghousenuclear.com



A Toshiba Group Company

**You can be sure...
if it's Westinghouse**



SUMARIO

- 2 EDITORIAL / EDITORIAL**
- 5 ENTREVISTA / INTERVIEW**
- 5 Pedro ORTEGA.
Presidente del Comité Organizador / Chairman of Steering Committee
- 9 Marina RODRÍGUEZ ALCALÁ.**
Presidenta del Comité Técnico / Chairwoman of Technical Committee
- 14 PROGRAMA SOCIAL / SOCIAL PROGRAM**
- 14 Actos Sociales / Social Events
- 23 Programa de Acompañantes / Companions' Program
- 24 Actividades Alternativas / Alternative Activities
- 27 PROGRAMA TÉCNICO / TECHNICAL PROGRAM**
- 27 Apertura y Conferencia Inaugural / Opening Session & Keynote Address
- 43 Sesión Plenaria 1 / Plenary Session 1
- 49 Sesión Plenaria 2 / Plenary Session 2
- 54 Sesión Plenaria 3 / Plenary Session 3
- 65 Sesiones Monográficas / Monographic Sessions
- 69 Cursos "Aprende más de..." / Courses "Learn more about..."
- 71 Clausura / Closing Session
- 79 RESÚMENES DE LAS SESIONES / SUMMARY SESSIONS**
- 111 MEJORES PONENCIAS / BEST PAPERS**
- 112 CURSOS Y CONFERENCIAS / COURSERS & CONFERENCES**
- 114 PRENSA / PRESS**
- 116 EXPOSICIÓN / EXHIBITION**
- 123 TERMINOLOGÍA**
- 129 ÍNDICE ANUAL 2010**
- 136 SECCIONES FIJAS**



Esta publicación está asociada a la AEEPP, que a su vez es miembro de FIPP, FAEP y CEOE.



Edita  SENDA EDITORIAL, S.A.

Directora: MATILDE PELEGRÍ
Consejero de Redacción: COMISIÓN DE PUBLICACIONES DE LA SNE - **Traducciones Inglés:** SARA L. SMITH
Diseño y Maqueta: CLARA TRIGO y JOSÉ RIBERA - **Administración y suscripciones:** LOLA PATIÑO
c/ Isla de Saipán, 47. 28035 MADRID
Phone: (34) 91 373 47 50 • Fax: (34) 91 316 91 77 • e mail: nuclear@gruposenda.net
Suscripción: España: 113€ + IVA - Europa: 221€ Otros: 226€

Imprime: IMGRAF, S.L.
Depósito legal: M-22.829/1982 - ISSN: 1137-2885

SOCIOS COLECTIVOS

ACCENTURE S.L.
ACCIONA INFRAESTRUCTURAS, S.A.
AMARA, S.A.
APPLUS NORCONTROL S.L.U.
AREVA NC
AREVA NP
ASOC. NUCLEAR ASCO-VANDELLOS II
CANTAREY GAMESA ELECTRIC S.A.U
CEGELEC, S.A.
CC. NN. ALMARAZ-TRILLO AIE
CESPA CONTEN
CIEMAT
COLEGIO INGENIEROS CAMINOS
Y PUERTOS
COLEGIO N. INGENIEROS ICAI
COPIA INDUSTRIAL S.A.
EMPRESARIOS AGRUPADOS, AIE
ENDESA GENERACION S.A.

ENUSA INDUSTRIAS AVANZADAS S.A
ENWESA OPERACIONES, S.A.
EPRI
EQUIPOS NUCLEARES, S.A.
EULEN S.A.
EXPRESS TRUCK
FUNDACION INASMET
GE-HITACHI NUCLEAR ENERGY
INTERNATIONAL
GEOCISA
GLOBAL ENERGY SERVICES SIEMSA
HELGESON SCIENTIFIC SERVICE
HIDROELECTRICA DEL CANTABRICO
IBERDROLA GENERACION
IBERDROLA INGENIERIA Y
CONSTRUCCION SAU
INGECIBER S.A.
INGENIERIA IDOM INTERNACIONAL
INITEC NUCLEAR S.A.
INYPISA

LOGÍSTICA Y ACONDICIONAMIENTOS
INDUSTRIALES SAU
MAESSA
MONCOBRA, S.A.
NUCLEONOR
PROINSA
PROSEGUR
PRYSMIAN CABLES Y SISTEMAS, S.L.
RINGO VÁLVULAS S.L.
SENER INGENIERIA Y SISTEMAS
TECNASA
TECNATOM, S.A.
TECNICAS REUNIDAS S.A.
UNESA
VECTOR FENOSA GENERACION
VECTOR & WELLHEADS ENGINEERING
WESTINGHOUSE ELECTRIC SWEDEN
WESTINGHOUSE TECHNOLOGY SERVICES

Nuclear España no se hace responsable de las opiniones vertidas por los autores.
Ningún artículo puede ser reproducido sin autorización expresa del editor.



ENTIDAD DE UTILIDAD PÚBLICA
Campoamor, 17, 1.º - 28004 MADRID
Tels.: 91 308 63 18/62 89
Fax: 91 308 63 44
sne.1974@sne.es
www.sne.es

JUNTA DIRECTIVA

Presidente: José Emeterio GUTIÉRREZ ELSO.
Vicepresidente: Lola MORALES DORADO.
Secretario General: José Luis ELVIRO PEÑA.
Tesorero: Julio BLANCO ZURRO.
Vocales: Javier BRIME GONZÁLEZ, Luis DEL VAL HERNÁNDEZ, José GARCÍA AYCART, Luis Enrique HERRANZ PUEBLA, Miguel Ángel CORTÉS CABAÑERO, Jesús SÁNCHEZ ÁLVAREZ-CAMPANA, Carmen VALLEJO DESVIAT y Alfio VIDAL ÁLVAREZ-OSSORIO.

COMISIÓN TÉCNICA

Presidente: Juan BROS TORRAS.
Vocales: Francisco BENÍTEZ, Ángel BENITO RUBIO, Rodrigo CUESTA, Marisa GONZÁLEZ GONZÁLEZ, Jorge JIMÉNEZ RODRÍGUEZ, Francisco MARTÍN-FUERTE HERNÁNDEZ, Luis MARTÍNEZ ANTÓN, Juan MUÑOZ BLASCO, Javier RIVEROLA GURRUCHAGA, Luis ULLOA ALLONES, Sergio VIDAECHEA MONTES y José VICENTE ZURIAGA RODRÍGUEZ.

COMISIÓN DE PROGRAMAS

Presidente: Sylvia CHOITHRAMANI BECERRA.
Vocales: Alberto ABÁNADES VELASCO, Guillermo CALLEJA, Rodrigo CUESTA PÉREZ, Francisco DÍAZ DE LA CRUZ, Jesús GÓMEZ SANTAMARÍA, Antonio GONZÁLEZ JIMÉNEZ, Ángel LOPERA, Santiago LUCAS y Manuel PRIETO URBANO.

COMISIÓN DE REDACCIÓN DE LA REVISTA

Presidente: José LÓPEZ JIMÉNEZ.
Vocales: José Luis BUTRAGUENO CASADO, Ángela CORTÉS MARTÍN, Diana CUERVO GÓMEZ, Daniel DE LORENZO, Isabel GÓMEZ BERNAL, Pedro Luis GONZÁLEZ ARJONA, Gonzalo JIMÉNEZ VARAS, José Luis MANSILLA LÓPEZ-SAMANIEGO, Luis PALACIOS SÚNICO, Matilde PELEGRÍ TORRES, José RIBERA MORENO, Miguel SÁNCHEZ LÓPEZ y Carmen VALLEJO DESVIAT.

COMISIÓN DE COMUNICACIÓN

Presidente: Eugeni VIVES LAFLOL.
Vocales: Inés GALLEGU SASTRE, José LÓPEZ JIMÉNEZ, Andrés MUÑOZ CERVANTES, Píluca NÚÑEZ y Matilde PELEGRÍ TORRES

COMISIÓN JÓVENES NUCLEARES

Presidente: Alberto ÁLVAREZ LOZANO.
Vicepresidente y Tesorero: Andrés MUÑOZ CERVANTES.
Junta Directiva: Gonzalo ARMENGOL GARCÍA, Jesús BOTE MORENO, Gerardo DEL CAZ ESTESO, Juan Alberto GONZÁLEZ GARRIDO, Gonzalo JIMÉNEZ VARAS, Silvia ORTEGA LES, Sara PÉREZ MARTÍN, Rafael RUBIO MONTAÑA, Miguel SÁNCHEZ LÓPEZ y Luis YAGÜE MUÑOZ.

COMISIÓN DE TERMINOLOGÍA

Presidente: Luis PALACIOS SÚNICO.
Vocales: Agustín ALONSO SANTOS, Leopoldo ANTOÁN ALVAREZ, Eugeni BARANDALLA CORRONS, Miguel BARRACHINA GÓMEZ, José COBIÁN ROA y Ramón REVUELTA LAPIQUE.

COMISIÓN WIN

Presidente: Isabel GÓMEZ BERNAL
Vicepresidenta: M^a Luisa GONZÁLEZ.
Vocales: Carolina AHNERT IGLESIAS, Inés GALLEGU, Magdalena GÁLVEZ MORROS, M^a Teresa LÓPEZ CARBONELL, Aurora MARTÍNEZ ESPARZA, Matilde PELEGRÍ TORRES, Trinidad PÉREZ ALCÁÑIZ, M^a Luisa PÉREZ-GRIFFO COCHO, M^a Luz TEJEDA ARROYO y Concepción TOCA GARRIDO.

COMITÉ ORGANIZADOR 36 REUNIÓN ANUAL

Presidente: Pedro ORTEGA PRIETO.
Tesorero: Gonzalo ARMENGOL GARCÍA.
Secretario: Julio BELINCHÓN VERGARA.
Presidenta Comité Técnico: Marina RODRÍGUEZ ALCALÁ.
Vocales: Amalía BALTAR, Gustavo BOLLINI MARAGGI, Francisco CULEBRAS GARCÍA, Luis Ramiro DÍAZ LÓPEZ, José Luis ELVIRO PEÑA, Manuel FAJARDO JIMENA, Jesús FORNIELES REYES, Antonio GONZÁLEZ JIMÉNEZ, Andrés MUÑOZ CERVANTES, Nuria ONTOSO GARCÍA, Matilde PELEGRÍ TORRES, Francisco Javier VILLAR VERA y Eugeni VIVES LAFLOL.

COMITÉ TÉCNICO 36 REUNIÓN ANUAL

Presidenta: Marina RODRÍGUEZ ALCALÁ.
Vocales: Alberto ABÁNADES VELASCO, Alberto ÁLVAREZ, Eva M^a CELMA GONZÁLEZ-NICOLÁS, Francisco CULEBRAS GARCÍA, Elena DE LA FUENTE ARIAS, Laura GALA DELGADO, Fernando GARCÍA ESCANDÓN, Víctor Manuel GARCÍA PÉREZ, Andrés GÓMEZ NAVARRO, Marisa GONZÁLEZ GONZÁLEZ, Pilar LÓPEZ FERNÁNDEZ, Enrique PASTOR CALVO, Lola PATIÑO RAMOS, Juan José REGIDOR IPIÑA, Rafael RUBIO MONTAÑA y Marta VÁZQUEZ CABEZUDO.

Análisis de la capacidad de extracción del calor en Combustibles Gastados de distintos refrigerantes

F. Sánchez-Sáez, V. Serradell, S. Carlos
Departamento Ingeniería Química y Nuclear. Universitat Politècnica de Valencia (UPV).
Cami de Vera s/n 46021 València, España.

F. Pelayo, R. Mendizábal
Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)

I.Sol
Asociación Nuclear Ascò-Vandellós (ANAV)

1. INTRODUCCIÓN

Los elementos combustibles gastados en las piscinas de combustible de las centrales nucleares constituyen una fuente de calor adicional que debe ser extraída para garantizar la seguridad de la instalación. Aunque la estrategia más común en España hasta el momento es la refrigeración de estos elementos por agua en las piscinas de combustible gastado [1], existen otras estrategias para el almacenamiento seguro de estos elementos combustibles como por ejemplo el uso de aire o helio como refrigerante.

Con la finalidad de conocer la capacidad de refrigeración de estos refrigerantes se ha llevado a cabo un estudio en el que utilizando el código COBRA.

2. DESCRIPCIÓN DEL MODELO

2.1. Almacenamiento en la piscina.

Con la finalidad de evaluar la capacidad de los refrigerantes, se ha considerado dos geometrías diferentes. En el primer caso, se ha simulado el almacenamiento de un único elemento combustible 17x17 PWR; y finalmente, en el segundo caso, se ha simulado el almacenamiento de un rack de 8x8 elementos combustibles 17x17 PWR.

En el caso del almacenamiento utilizando como refrigerante agua, se ha mantenido las dimensiones en el eje z de la una piscina de elementos combustibles, y se ha simulado un *Downcomer* (área de agua que rodea al elemento o al rack antes de simular la pared de la piscina) de un tamaño proporcional al agua libre de elementos combustibles de la piscina.

La figura 1 muestra un esquema del elemento combustible considerado, que es del tipo PWR 17x17. Dicho elemento combustible contiene 289 barras de 365.76 cm de altura, de ellas 264 son de combustible, 24 barras guía y una barra central de instrumentación [3]. En el eje z, las barras se han dividido en 12 intervalos.

Para realizar el cálculo termohidráulico utilizando el código COBRA se toma ventaja de la simetría del elemento combustible, y puesto que es una opción válida para el código, se ha modelado una octava parte del elemento combustible, se le ha rodeado de acero, añadido el *Downcomer* y después una pared de hormigón simulando la pared de la piscina alrededor.

Las figuras 2 y 3 muestran un esquema de la nodalización realizada en un plano radial. Así, la figura 3 muestra el elemento combustible rodeado de los “nodos sólidos”, que son la zona del downcomer, el revestimiento de acero y el espesor de hormigón. La figura 4 por su parte, muestra la misma nodalización eliminando la zona del hormigón.

Por otra parte, para simular un bastidor de elementos combustibles se ha seleccionado un bastidor 8x8. En este caso también se toma la ventaja de la simetría octal para facilitar la confección del fichero de entrada y la realización de los cálculos posteriores. La figura 4 muestra un esquema del bastidor, los elementos combustibles modelados son los que aparecen numerados en la figura 4.

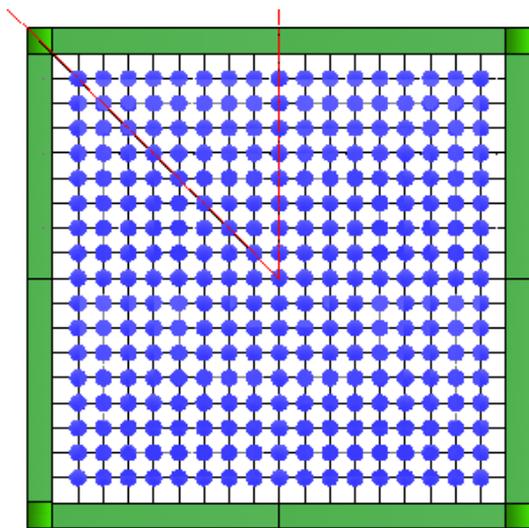
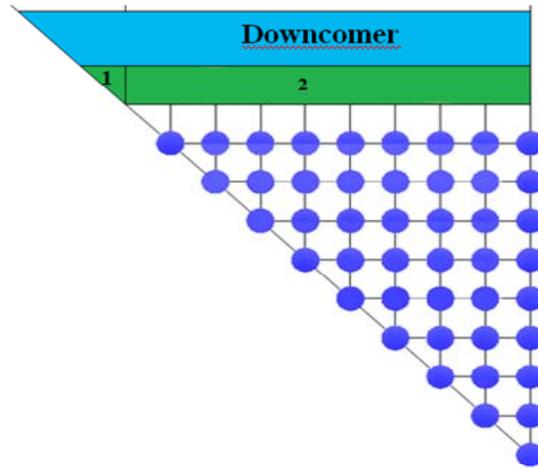


Fig. 1. Elemento combustible



**Figura 3. Nodos sólidos.
Detalle de la capa de acero y del
downcomer.**

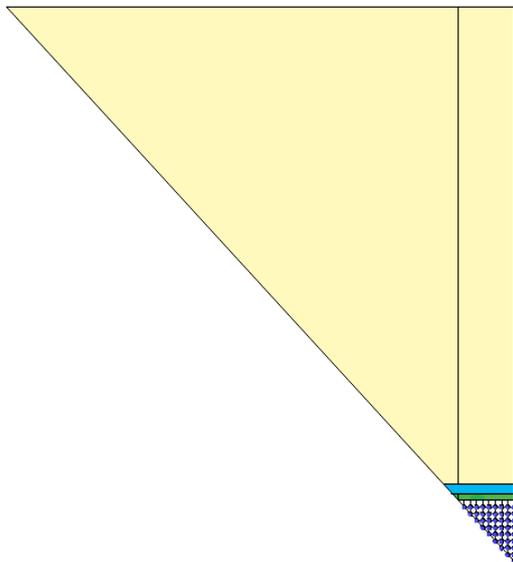


Figura 2. Nodos sólidos. Vista General

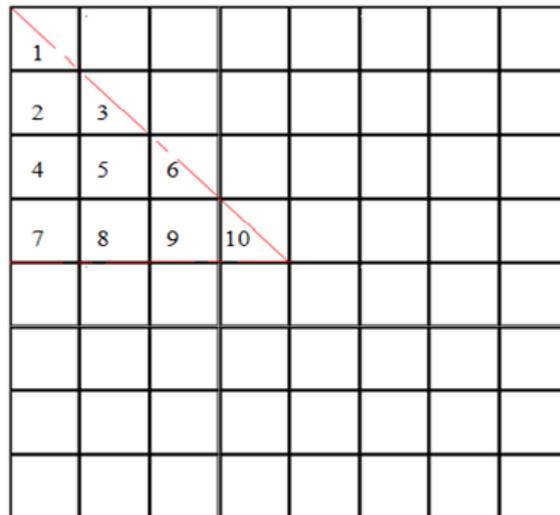


Figura 4. Rack.

Además para cada geometría se ha planteado diversos escenarios suponiendo la refrigeración por agua de los elementos combustibles.

El primer escenario consiste en una refrigeración con un caudal fijo para calcular el comportamiento termohidráulico en condiciones normales y establecer un estacionario. Se ha calculado la Temperatura que se alcanza estacionariamente con los 2 trenes de refrigeración funcionando y cuando sólo funciona únicamente un tren.

Posteriormente, se ha simulado dos transitorios en los que perdemos la recirculación del refrigerante y servirá para estimar cual es el tiempo disponible de actuación hasta llegar a las temperaturas críticas. En el primer transitorio se ha simulado que fallan los 2 trenes de refrigeración, y en el segundo transitorio, además, se ha simulado que el canal de transferencia permanece abierto, con lo que se pierde, de forma instantánea, el volumen de agua por encima de los elementos combustibles de manera que la cota de refrigerante se encuentra tan sólo a 20 cm de la parte superior del elemento combustible gastado.

Las otras condiciones necesarias para la simulación termohidráulica se han obtenido a partir de los datos del sistema de refrigeración de la piscina de elementos combustibles gastados de la central nuclear de Ascó. En dicha piscina se distinguen dos regiones en las que el calor residual generado es distinto.

Se han estudiado las condiciones a estudiar de la piscina del apartado 5.1.1 del subsistema 17 de la descripción de sistemas de A.N.Ascó [9].

Temperatura agua de entrada: 35 °C

Carga térmica 8 núcleos: 16,8 MBTU/h (4.92 MW)

Carga térmica 9 núcleos: 31,7 MBTU/h (9.31 MW)

Temperatura máxima del agua:

- 2 trenes de refrigeración y carga térmica de 8 núcleos: 47 °C

- 1 tren de refrigeración y carga térmica de 8 núcleos: 59 °C

- 2 trenes de refrigeración y carga térmica de 9 núcleos: 58 °C

Estos datos indican que la región II está generando 4.92 MW, y la región I 4.39MW (9.31-4.92).

En nuestro estudio se ha analizado el comportamiento termohidráulico del elemento combustible y del rack, tanto para el caso de que hubiese 8 núcleos en la piscina, como para el caso más crítico en el que hubiese 9 núcleos en la piscina. El número de núcleos que hay en la piscina, se ha introducido en el código mediante la densidad energética de las barras, por lo tanto, se ha transformado los 4.92 MW (16.8 MBTU/h), y los 4.39MW (14.9MBTU/h) en términos de densidad energética.

Volumen del material combustible de la región II:

$$V_{II} = 8 \text{ núcl} \times \frac{157 \text{ ECG}}{\text{núcleo}} \times \frac{264 \text{ barras}}{\text{ECG}} \times \frac{\frac{0.324^2}{4} \times \pi \times 144 \text{ in}^3}{\text{barra}}$$

$$V_{II} = 3936732.99 \text{ in}^3 = \frac{3936732.99 \text{ in}^3}{12^3 \text{ in}^3 / \text{ft}^3} = 2278.2 \text{ ft}^3$$

Por tanto la densidad energética del combustible en la región II es:

$$\rho_{enII} = \frac{16.8}{2278.2} = 0.007374 \text{ MBTU}/\text{ft}^3 \times h$$

Esta densidad energética coincide con el caso en el que hubiese 8 núcleos dentro de la piscina.

Análogamente la densidad energética en el caso de que hubiese 9 núcleos:

$$\rho_{en9nuc} = \frac{0.007374 \times 8 + 0.052322}{9} = 0.1236844 \text{ MBTU}/\text{ft}^3 \times h$$

A parte de indicar la densidad energética de las barras de combustible debe de indicarse la distribución actual de potencia, como sigue en la tabla 1.

Tabla 1. Distribución de potencia axial [2]

x/L	pot/pot media
0	0.603
0.1	0.795
0.2	0.986
0.3	1.059
0.4	1.132
0.5	1.147
0.6	1.161
0.7	1.116
0.8	1.07
0.9	0.873
1	0.676

Una vez definida la potencia, se ha definido el caudal de refrigeración de entrada. Teniendo en cuenta los datos del apartado 5.1.1 de la descripción del subsistema 17 de la A.N.ASCÓ, introduciremos la temperatura de entrada del refrigerante a 35°C, es decir 95 °F. Para calcular el caudal equivalente a nuestro problema, haremos uso de los datos del caudal de los trenes de refrigeración de la piscina de Ascó [9], que es de 371 m³/h cada uno. En el código COBRA este valor se introduce cómo tasa de flujo másico por unidad de superficie en lbm/ft²h, así pues, se ha transformado los 371m³/h en estas unidades y se ha corregido con la relación de áreas entre la piscina y el elemento de combustible gastado. Resultando el gasto másico:

$$\dot{g} = 2774.58 \text{ lb}/\text{hft}^2$$

Y en el caso de que solo funcione un tren de refrigeración, el caudal trasegado por la bomba será:

$$\dot{g} = \frac{2774.58}{2} = 1387.29 \text{ lb}/\text{hft}^2$$

2.2. Almacenamiento en seco.

En este caso se han realizado los cálculos para el caso de considerar un elemento combustible gastado que después de un tiempo en la piscina, se insertaría en un contenedor metálico para su almacenamiento en seco, y se ha comparado las temperaturas máximas que se alcanzan en la vaina según el tiempo de permanencia del elemento combustible fuera del reactor y considerando dos refrigerantes: Aire y Helio.

3. RESULTADOS

3.1. Almacenamiento en piscina.

Estacionarios

Los cálculos termohidráulicos se han realizado con el código de simulación termohidráulica COBRA-SFS. Las temperaturas (En °C) máximas que se alcanzan en el agua de la piscina simuladas en los estacionarios de nuestros modelos se acercan mucho a las especificaciones de diseño, como vemos en la tabla 2.

Tabla 2. Comparación entre temperaturas

	8 núcleos. 2 trenes	8 núcleos. 1 tren	9 núcleo .2 trenes
Esp. De Diseño	47	58.6	57.9
ECG	47.06	54.72	54.3
RACK	46.94	55.22	53.89

Como vemos, en el caso de 8 núcleos con 2 trenes, las temperaturas se ajustan muy bien con las especificaciones de diseño de Ascó. En los otros 2 casos nuestras temperaturas simuladas son unos 3-4 °C inferiores. Las distribuciones de temperaturas radiales en los ECG en la zona más caliente de los estacionarios se indican a continuación.

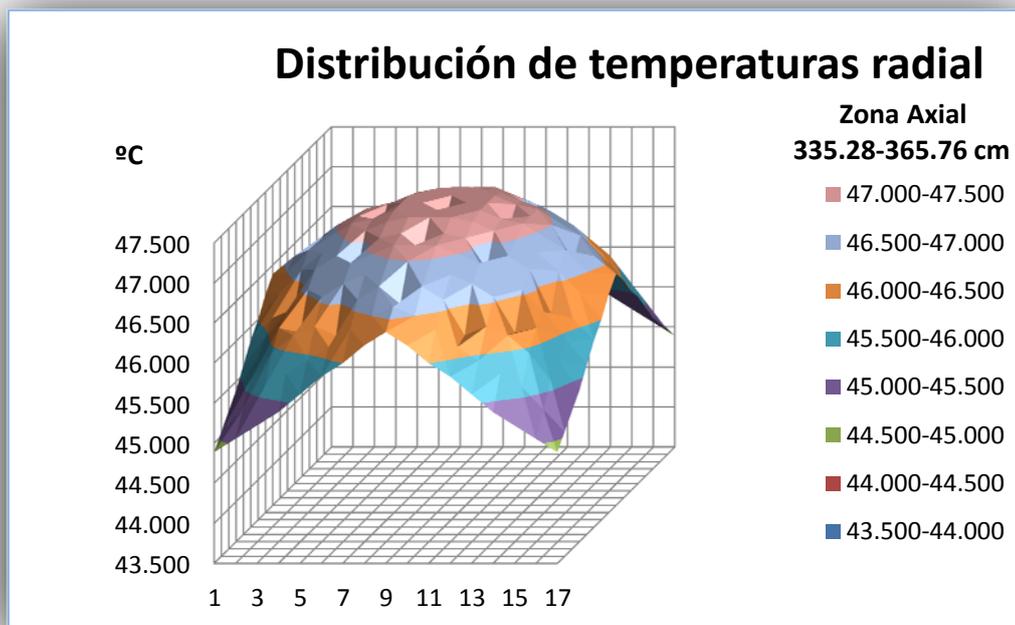


Figura 5. Distribución de temperaturas radial en el ECG. Simulando la piscina con 8 núcleos y 2 trenes

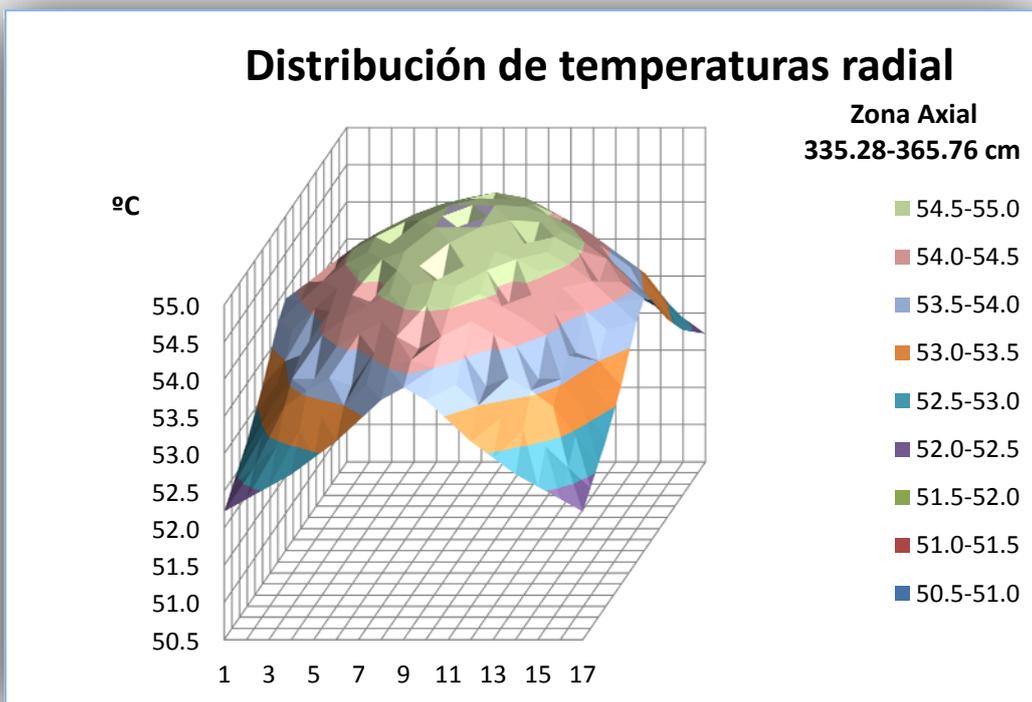


Figura 6. Distribución de temperaturas radial en el ECG. Simulando la piscina con 8 núcleos y 1 tren.

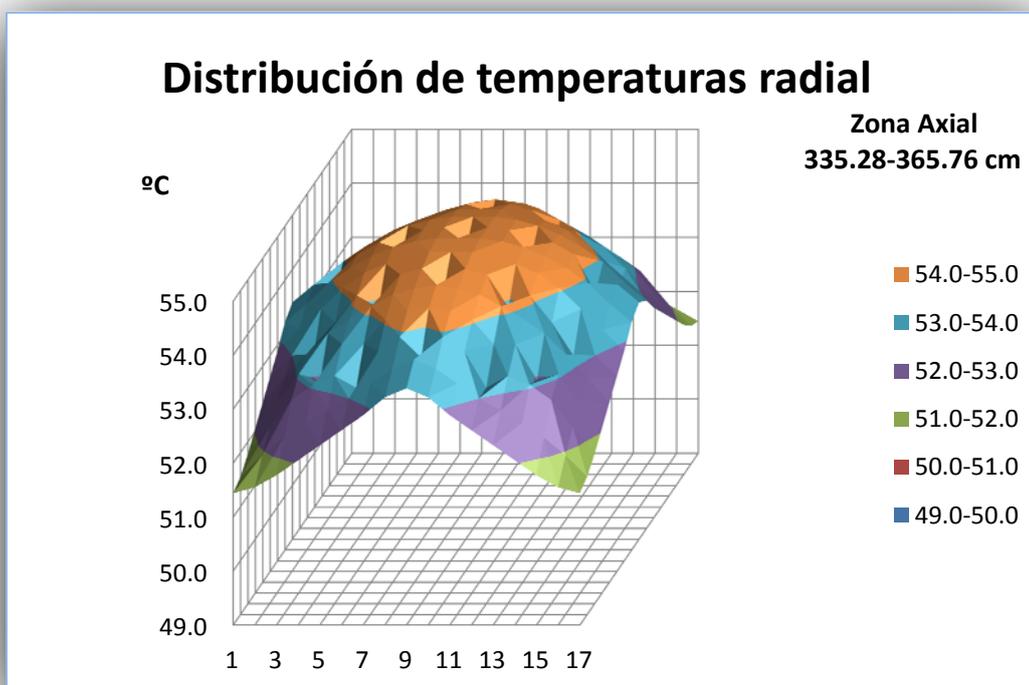


Figura 7. Distribución de temperaturas radial en el ECG. Simulando la piscina con 9 núcleos y 2 trenes.

Transitorios

Los tiempos calculados en los transitorios (en segundos), hasta que el agua llega a los 100°C, se muestran en la tabla 3:

Tabla 3. Tiempo de los transitorios

	Transitorios 1 8 Núcleos	Transitorio 1 9 Núcleos	Transitorio 2 8 Núcleos	Transitorio 2 9 Núcleos
ECG	54000	15000	13000	5000
RACK	49500	15000	13500	5000

Como vemos, los tiempos de los transitorios en el ECG y en el Rack son bastante similares. El transitorio más restrictivo es el 2, para el caso de 9 núcleos.

3.2. Almacenamiento en seco

Los cálculos termohidráulicos se han realizado utilizando el código termohidráulicos COBRA-SFS, el cual tiene un tratamiento monofásico del fluido. En estos casos se conoce que temperatura máxima que se permite por normativa alcanzar en vaina en la vaina de una barra de combustible en su almacenamiento en seco, es de 250 °C en el caso de estar almacenado con aire y de 395 °C en el caso de estarlo con un gas inerte, como el helio. [8].

Los resultados simulados para el almacenamiento de estos elementos de combustible gastado según el tiempo de permanencia fuera del reactor, para el aire y para el helio se muestran en la figura 8 y 9, respectivamente:

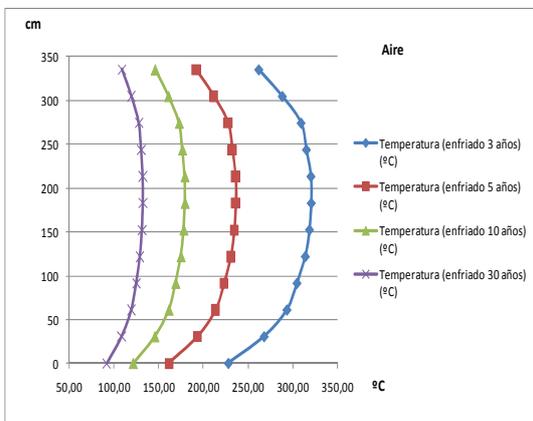


Fig. 8. Distribución de temperaturas de la vaina en la barra más caliente del ECG según el tiempo de permanencia fuera del reactor

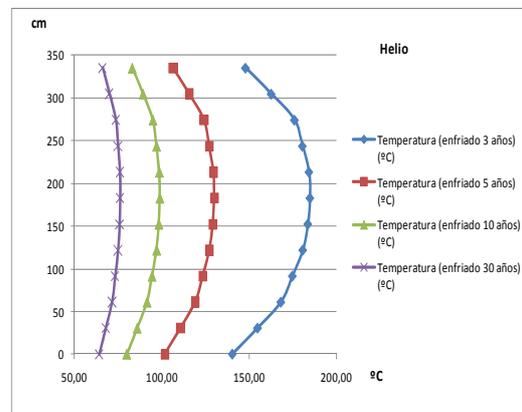


Fig. 9. Distribución de temperaturas de la vaina en la barra más caliente del ECG según el tiempo de permanencia fuera del reactor

Como se ve, para el caso del aire, no se cumple la normativa en ninguno de los tiempos estudiados, por lo que este tipo de combustible es desaconsejable almacenarlo en este medio.

Es posible que en este caso, las condiciones de contorno en cuanto a caudal de refrigeración no sean las más adecuadas, por lo que tal como se ha supuesto no se aconsejaría su almacenamiento, aunque sería necesario realizar un estudio más detallado de las condiciones en las cuales se satisfacen las condiciones de temperatura.

Para el caso del helio, prácticamente a partir de un año de permanencia en la piscina, ya se podría almacenar en un contenedor metálico, alcanzando temperaturas aún más bajas con el paso del tiempo.

4. REFERENCIAS

1. Sevilla Segura J, Sexto Plan General de Residuos Radiactivos (6º PGRR), 2006.
2. UPV-CSN. Documento nº UPV-RELAP-IN 008. Transitorios en parada: Escenarios en piscinas de combustible gastado. 2005.
3. American Nuclear Society. American National Standard Criteria for Technical Specifications for Nuclear Power Stations. ANSI/ANS-58.4-1979.
4. Regulatory Guide 1.70, “Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants”. USNRC.
5. American National Standards Institute. Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary Pressurized Water Reactor Plants. ANSI N-18.2. 1973.
6. ANS Trial Use Standard N212, “Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary Boiling Water Reactor Plants”, American Nuclear Society (1974).
7. Gay R. “Spent Nuclear Fuel Storage Pool Thermal Hydraulic Analysis”, Progress in Nuclear Energy, vol: 14 (3) pp: 199-225, 1984.
8. Gago J. A., Zuloaga P. “El almacenamiento en seco de los residuos radiactivos de alta actividad”, *Nuclear España*, Nº 156, pp 23-36, 1996.
9. Tecnatom s.a. ANA-17. Refrigeración y purificación del foso de combustible gastado. 2002.