



Nº 343 • SEPTIEMBRE BIS 2013

39 REUNIÓN ANUAL



25-27 septiembre 2013

SOCIEDAD NUCLEAR ESPAÑOLA

PROGRAMA Y SINOPSIS DE LAS PONENCIAS



HORARIO DE AUTOBUSES

RECORRIDO DE LOS AUTOBUSES:

Hotel Port Aventura – Plaza Europa de Salou – Fira de Reus y viceversa

HORARIOS :

Miércoles 25:

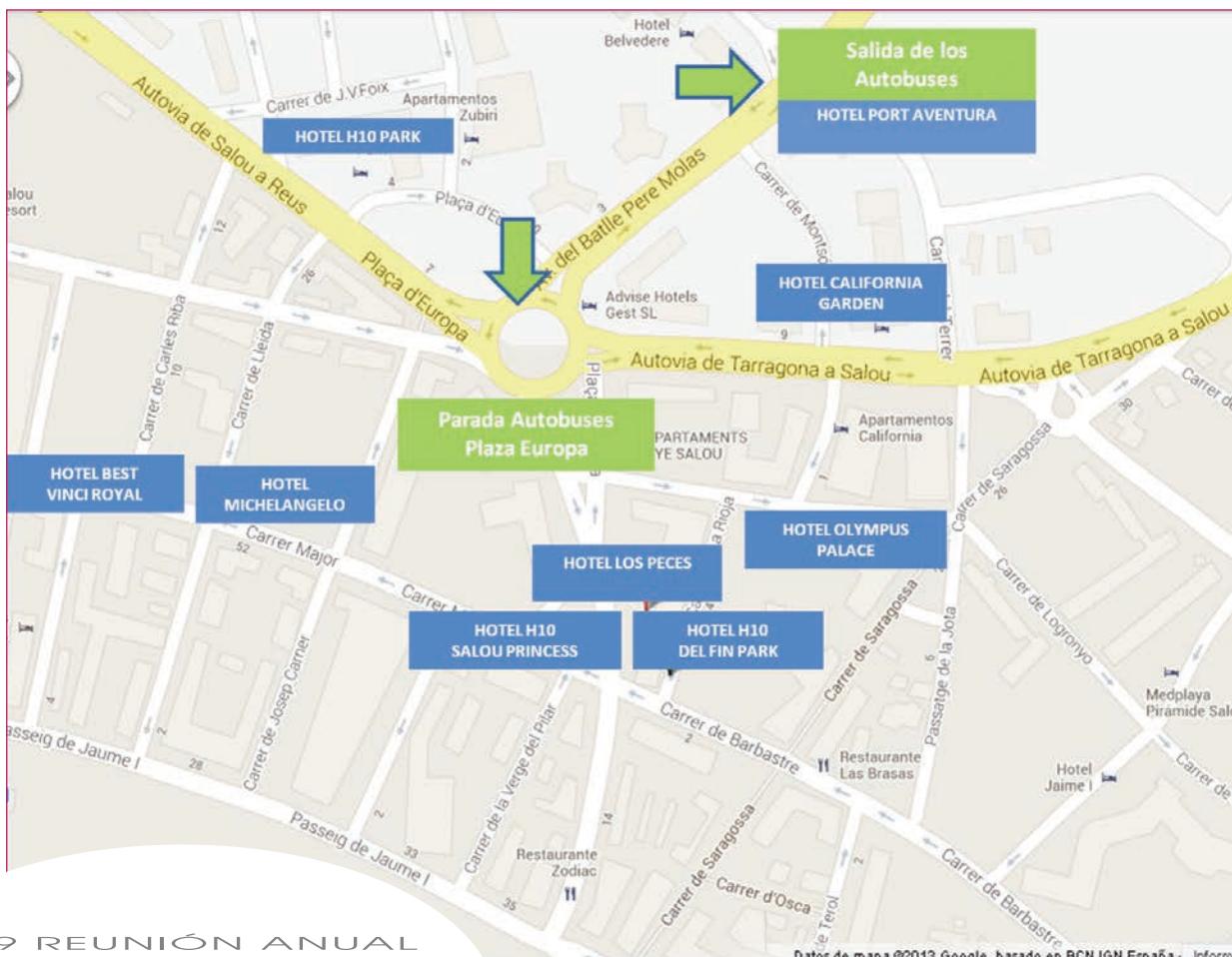
- 19:00 y 19:15 h. Salida desde Fira de Reus hacia hoteles.
 - 20:45 h. Salida desde hoteles hacia el Teatro Fortuny.
 - 24:00 h. Regreso a hoteles.

Jueves 26:

- 08:15 y 09:15 h. Salida hacia Fira de Reus.
 - 19:00 y 19:15 h. Regreso a hoteles desde Fira de Reus.
 - 20:45 h. Salida desde la Plaza de Europa hacia el Centro de Convenciones de Port Aventura para la cena oficial, con parada en el Hotel Caribe.
 - 00:30 y 01:30 h. Regreso desde el Centro de Convenciones de Port Aventura hasta la Plaza de Europa, pasando por el Hotel Caribe.

Viernes 27:

- 08:45 h. Salida desde el Hotel Port Aventura a Fira de Reus.



39 REUNIÓN ANUAL

IREUS

25-27 settembre 2013

SOCIEDAD NUCLEAR ESPAÑOLA



Nuclear España

LA REVISTA DE LOS PROFESIONALES
DEL SECTOR NUCLEAR

NÚMERO 343 BIS. SEPTIEMBRE 2013

- 2 PRESENTACIÓN**
- 3 ORGANIZACIÓN**
- 4 SALUDAS**
- 5 PROGRAMA GENERAL**
- 6 EXPOSICIÓN COMERCIAL**
- 7 SESIONES PLENARIAS**
- 8 ACTOS SOCIALES**
- 9 VISITAS PARA ACOMPAÑANTES**
- 10 ÍNDICE DE LAS SESIONES TÉCNICAS**
- 11 SESIONES MONOGRÁFICAS**
- 12 SESIONES TÉCNICAS**
- 123 SESIONES PÓSTER**
- 136 CURSOS "APRENDE MÁS DE..."**



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: Francisco LÓPEZ GARCÍA.

Vicepresidente: José Ramón TORRALBO ESTRADA.

Tesorero: Pedro ORTEGA PRIETO.

Secretario General: Enrique PASTOR CALVO.

Vocales: Antonio COLINO MARTÍNEZ, Luis Enrique HERRANZ PUEBLA, Pablo LEÓN LÓPEZ, Luis MARTÍNEZ ANTÓN, Emilio MÍNGUEZ TORRES, Juan ORTEGA DELGADO, Roque Luis PEREZAGUA LÓPEZ y Juan José SERRA GALÁN

COMISIÓN TÉCNICA

Presidente: Juan BROS TORRAS.

Vocales: Jorge ALDAMA SECADAS, Gonzalo ARMEGOL GARCÍA, Francisco BENÍTEZ, Ángel BENITO RUBIO, José Antonio CARRETERO, Rodrigo CUESTA PÉREZ, Marisa GONZÁLEZ GONZÁLEZ, Jorge JIMÉNEZ RODRÍGUEZ, Fernando LEGARDA, Francisco MARTÍN-FUERTES HERNÁNDEZ, Luis MARTÍNEZ ANTÓN, Luis ULLOA ALLONES, José VICENTE ZURIAGA RODRÍGUEZ y Fernando VEGA FERNÁNDEZ

COMISIÓN DE PROGRAMAS

Presidente: Jesús FORNIELES REYES.

Vocales: Alberto ABÁNADES VELASCO, Rodrigo CUESTA PÉREZ, Almudena DÍAZ MONTESINOS, Carlos GÓMEZ RODRÍGUEZ, Antonio GONZÁLEZ JIMÉNEZ, Ángel LOPERA, Adrián LÓPEZ MADRONES, Santiago LUCAS SORIANO, Andrés MUÑOZ CERVANTES, Manuel PRIETO URBANO, Alfonso VINUESA CARRETERO y José Mª ZAMARRÓN CASINELLO.

COMISIÓN DE REDACCIÓN DE LA REVISTA

Presidente: José Luis MANSILLA LÓPEZ-SAMANIEGO.

Vicepresidenta: Ángela CORTÉS MARTÍN.

Vocales: José Luis BUTRAGUENO CASADO, Daniel DE LORENZO MANZANO, Pedro Luis GONZÁLEZ ARJONA, Gonzalo JIMÉNEZ VARAS, Miguel MILLÁN LÓPEZ, Matilde PELEGRI TORRES, José César QUERAL SALAZAR, José RIBERA MORENO, Miguel Ángel RODRÍGUEZ GÓMEZ, Carmen ROIG BARREDA, Miguel SÁNCHEZ LÓPEZ y Carmen VALLEJO DESVIAT.

COMISIÓN DE COMUNICACIÓN

Presidente: Eugeni VIVES LAFLOR.

Vocales: Jesús CRUZ HERAS, José Luis ELVIRO PEÑA, Montse GODALL VIUDEZ, Isabel GÓMEZ BERNAL, José Luis MANSILLA LÓPEZ-SAMANIEGO, Nuria MORAL FERNÁNDEZ, Piluca NÚÑEZ LÓPEZ y Matilde PELEGRI TORRES.

COMISIÓN JÓVENES NUCLEARES

Presidenta: Raquel OCHOA VALERO.

Vicepresidente: Alfonso VINUESA CARRETERO.

Vocales: Alfonso BARBAS ESPA, Almudena DÍAZ MONTESINOS, Alberto FORONDA DELGADO, Gonzalo JIMÉNEZ VARAS, José GARCÍA LARUELO, Nuria MORAL FERNÁNDEZ, Claudio NOGUERA PEREIRO, Silvia ORTEGA LES, Patricia RUBIO OVIEDO y Javier SÁENZ DE SANTA MARÍA VALÍN.

COMISIÓN DE TERMINOLOGÍA

Presidente: Alfonso DE LA TORRE FERNÁNDEZ DEL POZO

Vocales: Agustín ALONSO SANTOS, Leopoldo ANTOLÍN ÁLVAREZ, Eugen BARANDALLA CORRONS, Miguel BARRACHINA GÓMEZ, José Luis BUTRAGUENO CASADO, José COBIÁN ROA, Luis PALACIOS SÚNICO y Ramón REVUELTA LAPIQUE.

COMISIÓN WIN

Presidenta: Isabel GÓMEZ BERNAL.

Vicepresidenta: Mª Luisa GONZÁLEZ GONZÁLEZ.

Vocales: Carolina AHNERT IGLESIAS, Inés GALLEG CABEZÓN, Magdalena GÁLVEZ MORROS, Mª Teresa LÓPEZ CARBONELL, Aurora MARTÍNEZ ESPARZA, Matilde PELEGRI TORRES, Trinidad PÉREZ ALCÁÑIZ, Mª Luisa PÉREZ-GRIFFO COCHO, Mª Luz TEJEDA ARROYO y Concepción TOCA GARRIDO.

COMITÉ ORGANIZADOR 39 REUNIÓN ANUAL

Presidenta: Montserrat GODALL VIUDEZ.

Secretario: Pio CARMENA SERVERT.

Tesorero: Gonzalo ARMEGOL GARCÍA.

Presidenta del Comité Técnico: Pilar LÓPEZ FERNÁNDEZ.

Vocales: Julián BELINCHÓN VERCARA, Mariano CARRETER ULECIA, José Luis ELVIRO PEÑA, Manuel FERNÁNDEZ ORDONEZ, Maribel GÁLVEZ PALERO, Francisco GONZÁLEZ DE LA PEÑA, Antonio GONZÁLEZ JIMÉNEZ, Raquel OCHOA VALERO, Enrique PASTOR CALVO, Matilde PELEGRI TORRES, Pilar SÁNCHEZ BARRENO, Teresa SÁNCHEZ SANTAMARÍA, Francisco Javier VILLAR VERA y Eugeni VIVES LAFLOR.

COMITÉ TÉCNICO 39 REUNIÓN ANUAL

Presidenta: Pilar LÓPEZ FERNÁNDEZ.

Secretaria Técnica: Lola PATIÑO RAMOS.

Vocales: Juan B. BLÁZQUEZ MARTÍNEZ, Alfredo BRUN JAÉN, Eva María CELMA GONZÁLEZ-NICOLÁS, Elena DE LA FUENTE ARIAS, Alberto ESCRIBA CASTELLS, Laura GALA DELGADO, Francisco GARCÍA ACOSTA, Andrés GÓMEZ NAVARRO, Marisa GONZÁLEZ GONZÁLEZ, Carlos LAGE PÉREZ, Ricardo MORENO ESCUDERO, Silvia ORTEGA LES, Juan José REGIDOR IPÍNA, Rafael RUBIO MONTAÑA y Marta VÁZQUEZ CABEZUDO.



25-27 septiembre 2013

SOCIEDAD NUCLEAR ESPAÑOLA



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



Edita SENDA EDITORIAL, S.A.

Directora: MATILDE PELEGRI

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 PATINO

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

ACCIONA INGENIERIA

AMARA, S.A.

APPLIS NORCONTROL, S.L.U.

AREVA MADRID

AREVA NC

ASOC. NUCLEAR ASCO - VANELLOS II

ASTECO Ingeniería

CC.NN. ALMARAZ - TRILLO AIE

CEGELEC, S.A.

CESPA CONTEN, S.A.

CIEMAT

COAPSA CONTROL, S.L.

COLEGIO INGENIEROS C. Y P.

COLEGIO N. INGENIEROS ICAI

COPISA INDUSTRIAL S.A.U

ELECOR, S.A.U.

EMPRESARIOS AGRUOPADOS

ENDESA GENERACION, S.A.

ENUSA INDUSTRIAS AVANZADAS

ENWESA OPERACIONES

EPRI

EQUIPOS NUCLEARES, S.A.

EULEN, S.A.

EXPRESS TRUCK S.A.U.

GAMESA, CANTAREY REÍNOSA, S.A.U.

GAS NATURAL SDG, S.A

GE - HITACHI NUCLEAR ENERGY

INTERNACIONAL

GEOCISA

HELGESEN SCIENTIFIC SERVICE

HIDROELECTRICA DEL CANTABRICO, S.A.

IBERDROLA GENERACION S.A.U.

IBERDROLA INGENIERIA Y CONSTRUCCIÓN S.A.

IDOM INGENIERIA INTERNACIONAL

INGECIBER S.A.

LABORATORIOS EICHROM

LOGISTICA Y ACONDICIONAMIENTOS INDUSTRIALES, S.A.

MANTENIMIENTOS, AYUDA A LA EXPLOTACION Y SERVICIOS, S.A.

MARSEIN, S.A.

MEDIDAS AMBIENTALES S.L.

MOMPRESA

MONCOBRA

NUCLENOR, S.A.

NUKEM TECHNOLOGIES GMBH

PROINSA

PROSEGUR

PRYSMAN CABLES Y SISTEMAS

RINGO VALVULA S.L.L.

SENER INGENIERIA Y SISTEMAS

SGS Tecnos, S.A.U.

SIEMSA INDUSTRIA, S.A.

TECNALIA

TECNASA

TECNATOM, S.A.

TECNICAS REUNIDAS

UNESA

VECTOR & WELLHEADS ENGINEERING, S.L.

WESTINGHOUSE ELECTRIC SPAIN

WESTINGHOUSE ELECTRIC SWEDEN

WESTINGHOUSE TECHNOLOGY

SERVICES, S.A.

PRESENTACIÓN

De origen medieval y con casi 1.000 años de historia, la ciudad de Reus, en la provincia de Tarragona, vivirá del 25 al 27 de septiembre una de las citas más importantes del sector nuclear a nivel mundial: la 39^a Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española, a la que asistirán unos 600 profesionales.

Reus será durante tres días el punto de encuentro de las empresas del sector nuclear para analizar la situación actual de la industria y sus retos de futuro, pero también una visita más que obligada para los amantes de la cultura y del modernismo.

La ciudad de Gaudí, que nació y se crió aquí, atesora más de una veintena de edificios modernistas, entre los que destacan la Casa Navàs y el instituto Pere Mata, del arquitecto Domènec i Montaner, o la Casa Grau, firmada por Pere Caselles. Todas ellas asequibles a través de un agradable paseo por el centro histórico.

La Reunión Anual tendrá lugar en el Centro de Ferias y Convenciones de Reus y contará con un amplio programa técnico, en el que no faltarán las sesiones plenarias, las sesiones monográficas y los cursos "Aprende más de..." .

Asimismo, se presentarán alrededor de 300 ponencias técnicas que se repartirán en diversos bloques temáticos dedicados a ingeniería, I+D, seguridad nuclear, mantenimiento y comunicación. A su vez, en la exposición comercial más de una treintena de empresas españolas y europeas exhibirán los productos, avances tecnológicos y servicios que ofrecen al sector.

El Comité Organizador de la 39^a Reunión Anual de la SNE ha preparado también un extenso programa social para los asistentes y acompañantes, que incluye visitas guiadas a la ciudad, un concierto en el Teatro Fortuny a cargo del grupo de jazz de Andrea Motis y Joan Chamorro y la cena de gala en el Centro de Convenciones de Port Aventura.

Como ya es habitual, en la página web de la 39^a Reunión Anual de la SNE, www.reunionanualsne.es, podrá acceder a toda la información completa de este encuentro.



ORGANIZACIÓN

COMITÉ TÉCNICO



Presidenta: Pilar LÓPEZ FERNÁNDEZ.

Secretaria Técnica: Lola PATIÑO RAMOS.

Vocales: Juan B. BLÁZQUEZ MARTÍNEZ, Alfredo BRUN JAÉN, Eva María CELMA GONZÁLEZ-NICOLÁS, Elena DE LA FUENTE ARIAS, Alberto ESCRIVÁ CASTELLS, Laura GALA DELGADO, Francisco GARCÍA ACOSTA, Andrés GÓMEZ NAVARRO, Marisa GONZÁLEZ GONZÁLEZ, Carlos LAGE PÉREZ, Ricardo MORENO ESCUDERO, Silvia ORTEGA LES, Juan José REGIDOR IPIÑA, Rafael RUBIO MONTAÑA y Marta VÁZQUEZ CABEZUDO.

COMITÉ ORGANIZADOR



Presidenta: Montserrat GODALL VIUDEZ.

Secretario: Pío CARMENA SERVERT.

Tesorero: Gonzalo ARMENGOL GARCÍA.

Vocales: Julio BELINCHÓN VERGARA, Mariano CARRETER ULECIA, José Luis ELVIRO PEÑA, Manuel FERNÁNDEZ ORDOÑEZ, Maribel GÁLVEZ PALERO, Francisco GONZÁLEZ DE LA PEÑA, Antonio GONZÁLEZ JIMÉNEZ, Raquel OCHOA VALERO, Enrique PASTOR CALVO, Matilde PELEGRI TORRES, Pilar SÁNCHEZ BARRENO, Teresa SÁNCHEZ SANTAMARÍA, Francisco Javier VILLAR VERA y Eugeni VIVES LAFLOR.

SALUDAS



Carles Pellicer Punyed
Alcalde de Reus



AJUNTAMENT DE REUS

Para la ciudad de Reus es una gran satisfacción acoger esta 39^a Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española, y hacerlo, todavía más, en el marco de las fiestas de la patrona de la ciudad, la *Mare de Déu de Misericòrdia*.

A lo largo de su historia, Reus ha consolidado su papel de referencia en diversos ámbitos, entre los cuales figura el del conocimiento, dedicando esfuerzos a acoger en la ciudad foros de diálogo y de intercambio de experiencias relacionadas con la innovación y el saber. La presencia, con motivo de esta reunión anual, de especialistas en energía, de manera específica en energía nuclear, se enmarca de lleno en este deseo de dar voz y protagonismo a la ciencia y a la tecnología.

Desde el compromiso y la voluntad de relación con su entorno geográfico, Reus constituye asimismo un escenario privilegiado para constatar el papel de la energía y de las infraestructuras asociadas a la producción energética en nuestra realidad cotidiana y en nuestras expectativas de futuro, y también de qué manera su presencia convive con el resto de actividades radicadas en el territorio.

Más allá de servir de marco al encuentro, Reus quiere también invitarles a descubrir la ciudad. Una ciudad orgullosa de su identidad que tiene en el patrimonio modernista y en la figura de sus grandes hijos ilustres "Antoni Gaudí, Marià Fortuny, Josep Tapiró, el general Prim" algunos de sus mayores atractivos, con espacios dedicados a divulgar su legado y su memoria. Una ciudad con una intensa vida cultural, con una oferta comercial marcada por la calidad y el servicio personalizado, una ciudad abierta y hospitalaria que en estos días de fiesta les invita a sentir la emoción que recorre sus calles y plazas.

Bienvenidos a Reus, buen trabajo y muy buena estancia.



PROGRAMA GENERAL

El Centro de Ferias y Congresos de Reus cuenta con servicio WiFi gratuito

Miércoles 25	Jueves 26	Viernes 27
09:00 RECOGIDA DE DOCUMENTACIÓN 10:00 10:30 11:00 11:30 APERTURA DEL CONGRESO Y CONFERENCIA INAUGURAL 12:00 12:30 13:00 INAUGURACIÓN EXPOSICIÓN Y SESIONES TÉCNICAS PARALELAS 01 DESMANTELAMIENTO (I) 02 FUSIÓN (I) 03 I+D+i (I) 04 INGENIERÍA (I) 05 MANTENIMIENTO (I) 06 ORGANIZACIÓN Y FFHH (I) 07 PROTECCIÓN RADIOLÓGICA Y MEDIOAMBIENTAL (I) 14:00 14:30 CÓCTEL DE APERTURA 15:00 15:30 SESIONES TÉCNICAS PARALELAS 08 COMBUSTIBLE (I) 09 FUSIÓN (II) 10 I+D+i (II) 11 INGENIERÍA (II) 12 MANTENIMIENTO (II) 13 RESIDUOS RADIACTIVOS 14 SEGURIDAD NUCLEAR (I) 18:00 MESA REDONDA LA GESTIÓN DE LOS REQUISITOS REGULADORES 18:30 19:00 21:00 21:30 CONCIERTO Y CÓCTEL	09:00 CURSOS "APRENDE MÁS DE..." 1 - El suministro eléctrico y la factura doméstica. 2 - Técnicas de prevención del error humano en trabajos de ingeniería. SESIONES TÉCNICAS PARALELAS 15 COMUNICACIÓN 16 DESMANTELAMIENTO (II) 17 FUSIÓN (III) 18 I+D+i (III) 19 INGENIERÍA (III) 20 NUEVOS REACTORES (I) 21 OPERACIÓN CAFÉ Entrega de premios. VI Concurso de Fotografía Areva 13:00 SESIÓN PLENARIA I LA FORMACIÓN, PILAR ESTRÁTÉGICO EN LA OPERACIÓN SEGURA DE LAS CENTRALES NUCLEARES 14:30 DESCANSO (*) 15:00 SESIONES TÉCNICAS PARALELAS (**) 22 COMBUSTIBLE (II) 23 I+D+i (IV) 24 INGENIERÍA (IV) 25 MANTENIMIENTO (III) 26 ORGANIZACIÓN Y FFHH (II) 27 PROTECCIÓN RADIOLÓGICA Y MEDIOAMBIENTAL (II) 28 SEGURIDAD NUCLEAR (II) 18:00 SESIONES MONOGRÁFICAS 01 - La investigación en el sector nuclear. 02 - Interconexiones eléctricas y garantías de suministro. 19:00 21:00 21:30 CÓCTEL Y CENA OFICIAL	09:00 SESIONES TÉCNICAS PARALELAS 29 COMBUSTIBLE (III) 30 I+D+i (V) 31 INGENIERÍA (V) 32 MEDICINA Y SALUD NUCLEAR 33 NUEVOS REACTORES (II) 34 FORMACIÓN 35 SEGURIDAD NUCLEAR (III) CAFÉ (**) 13:00 SESIÓN PLENARIA II LA INTERNACIONALIZACIÓN DE LA INDUSTRIA NUCLEAR ESPAÑOLA 14:30 CLAUSURA 15:00 CÓCTEL DE CLAUSURA

Nº SALAS 1-2 3 4-5 6-7 8 9-10 11 12

(*) JÓVENES NUCLEARES
15:30 a 18:30 h. Auditorio
"Curso básico de Ciencia y Tecnología Nuclear"

Patrocinado por: 

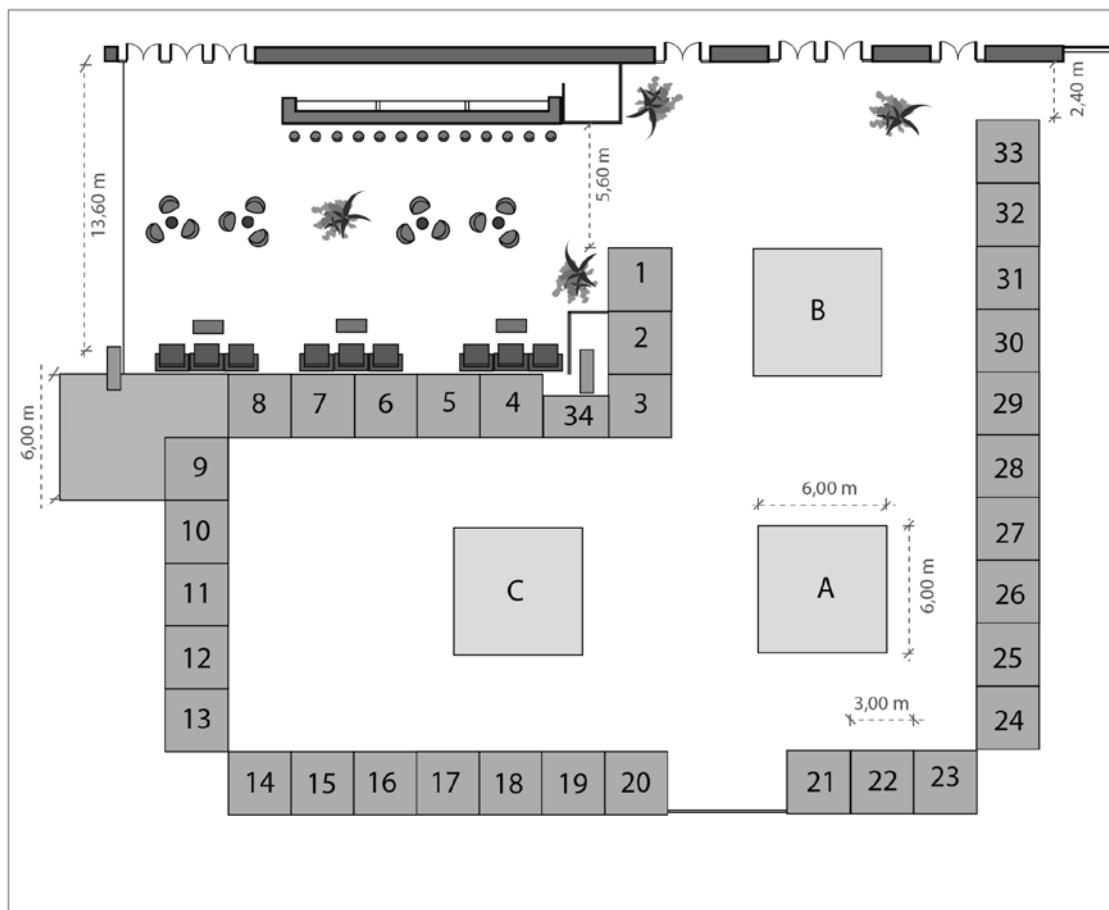
(**) WOMEN IN NUCLEAR (WIN España)
12:00 h Salón de Actos de la Cámara Oficial de Comercio e Industria de Reus.
Carrer de Boule, nº 2

"¿Qué hay detrás de nuestra factura eléctrica?"

(***) SESIONES PÓSTER
15:30 a 17:30 h. Foyer Mariá Fortuny

EXPOSICIÓN COMERCIAL

PLANO DE LA EXPOSICIÓN



AREVA	A AREVA	29,30,31
ASOCIACIÓN ADEMI	Cegelec efacec Sistemas España, S.L. TAMOIN	13
CANTAREY GAMESA	CANTAREY 	15
CIEMAT		20
CSN	CSN 	23
CT3	CT3 	3
EMPRESARIOS AGRUPADOS		4,5
ENDESA	Enedesa 	32,33
ENSA-ENWESA	ensa 	21,22
GAS NATURAL FENOSA	gasNatural 	C
GLOBAL ENERGY SERVICES	GES 	16,17
GRUPO DOMINGUIS	grupo dominguis	18,19
GRUPO ENUSA	GRUPO 	27,28

GRUPO EULEN	GRUPO EULEN	11
IBERDROLA Iberdrola Amara Iberdrola Ingeniería y Construcción	 	B
MASA		25
NPO EUROPE-LABORATORIOS EICHROM	npo eichrom	9,10
NUCLEONOVIA		34
RINGO VÁLVULAS		26
SEA INGENIERIA / TECNIBUSA	 	24
SGS-TECNOS		12
TCSA		14
TECNASA		6
SNE (Comisiones)		8
SYG S.A.-SISTEC-HIDRO TARRACO	 	7
TECNATOM		1,2
WESTINGHOUSE		A

SESIONES PLENARIAS

APERTURA

Miércoles 25 - Auditorio 11:00 h

Marc Arza - Concejal de Innovación, Empresa y Empleo del Ayuntamiento de Reus

Josep Manel Ricart - Vicerrector de la Universitat Rovira i Virgili

José María Grávalos - Director General de Energía Nuclear de Endesa

Francisco López - Presidente de la SNE

Montse Godall - Presidenta del Comité Organizador de la 39ª Reunión Anual de la SNE

CONFERENCIA INAUGURAL

Miércoles 25 - Auditorio 12:00 h

“Reus, singular y universal”

Marta Magrinyà - Escritora

MESA REDONDA

Miércoles 25 - Auditorio 17:30 h

“La gestión de los requisitos reguladores”

Moderador:

Javier Reig - Director of Nuclear Services Division, OECD Nuclear Energy Agency

Coordinador:

Francisco García Acosta - Comité Técnico

Participantes:

Antoni Gurguí i Ferrer - Consejero del Consejo de Seguridad Nuclear

José María Grávalos - Director General de Energía Nuclear de Endesa

SESIÓN PLENARIA I

Jueves 26 - Auditorio 12:00 h

“La formación, pilar estratégico en la operación segura de las centrales nucleares”

Presidente:

Fernando Castelló - Consejero del Consejo de Seguridad Nuclear

Coordinadora:

Eva Celma - Comité Técnico

Participantes:

Walter Ambrosini - Presidente ENEN (European Nuclear Education Network)

Neus Cónsul Porras - Directora ETSII UPC

Jose Luís Delgado Criado - Gerente del Área de Formación Nuclear de Tecnatom y coordinador del Grupo de Formación de CEIDEN

Rafael Martín López - Director C.N. Vandellós II

SESIÓN PLENARIA II

Viernes 27 - Auditorio 12:00 h

“La internacionalización de la industria nuclear española”

Presidente:

Juan Carlos Lentijo - Director of Division of Nuclear Fuel Cycle and Waste Technology, IAEA

Coordinadora:

Laura Gala - Comité Técnico

Participantes:

Juan Molina - VP of Global SCM & Chief Procurement Officer; Operations Support & Core Process Innovation, Westinghouse Electric Company

Antonio Cornadó Quibus - Presidente Foro Nuclear

Nikolay Davidenko - Director Adjunto de Fabricación y Operación de las Plantas Nucleares, Rosenergoatom

CLAUSURA

Viernes 27 - Auditorio 13:30 h

Alberto Nadal - Secretario de Estado de Energía del Ministerio de Industria, Energía y Turismo

Felip Puig - Consejero de Empresa y Ocupación de la Generalitat de Cataluña

Antoni Gurguí - Consejero del Consejo de Seguridad Nuclear

Representantes de Endesa, Gas Natural Fenosa e Iberdrola

Francisco López - Presidente de la SNE

José Ramón Torralbo - Vicepresidente de la SNE

ACTOS SOCIALES

CÓCTEL DE APERTURA

Miércoles 25 14:00 h

En el Centro de Ferias y Convenciones de Reus, sede de la 39^a Reunión Anual tendrá lugar el cóctel de apertura patrocinado por Westinghouse.



CONCIERTO Y CÓCTEL

Miércoles 25 21:30 h

Concierto de la 39^a Reunión Anual en el modernista Teatro Fortuny (Plaça de Prim, 4) que será ofrecido por el grupo de Jazz de *Andrea Motis i Joan Chamorro*, grupo revelación en el panorama del jazz catalán.

Tras el concierto, todos los asistentes podrán disfrutar de un cóctel en la vieja fábrica de *Vermut Rofes*, transformada actualmente en un restaurante.

Patrocinados por Empresarios Agrupados, Enusa Industrias Avanzadas y Tecnatom.



INDUSTRIAS AVANZADAS, S.A.



CONCURSO DE FOTOGRAFÍA

Jueves 26 11:30 h

Entrega de premios a los ganadores del VI Concurso de Fotografía Areva en el Centro de Ferias y Convenciones de Reus durante la pausa del café.

Patrocinado por Areva.



CÓCTEL Y CENA OFICIAL

Jueves 26 21:00 h

Cóctel y Cena Oficial en el Centro de Convenciones de Port Aventura.

La Cena Oficial es el acto social más importante de la Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española, donde congresistas y acompañantes disfrutarán de las excelencias gastronómicas de la zona y en la que se hará entrega de las distinciones de la SNE.

Cóctel patrocinado por Coapsa e Idom



CÓCTEL DE CLAUSURA

Viernes 27 14:30 h

Cóctel de clausura en el Centro de Ferias y Convenciones de Reus.

Patrocinado por General Electric - Hitachi



VISITAS PARA ACOMPAÑANTES

MEDITERRÁNEO

Miércoles 25 **15:30 h**

Salida en autocar desde el Centro de Ferias y Convenciones de Reus, sede de la Reunión Anual.

Nos dirigiremos al barrio marítimo de *El Serrallo*, dentro del Puerto de Tarragona el más importante de España en tráfico de productos agrícolas y cereales, y uno de los principales en transporte de industria petroquímica y descarga a granel de sólidos y vehículos, siendo uno de los más importantes del Mediterráneo. Aquí tomaremos un barco para recorrer el propio puerto, tras lo cual nos dirigiremos hacia el sur, siguiendo la costa, hasta alcanzar el pueblo y playa de *La Pineda*, antes de regresar al punto de partida.

17:45 h. Regreso a los hoteles.

REUS (I)

Jueves 26 **09:30 h**

09:30 h. Salida en autocar desde los hoteles para visitar Reus. De origen medieval y con casi mil años de historia, Reus vivió su momento de esplendor a partir del S. XVIII, gracias a la exportación del aguardiente producido a partir de los numerosos viñedos de la zona. A finales del siglo XIX y principios del XX se convierte en uno de los conjuntos modernistas más importante de Europa, que se puede descubrir recorriendo la llamada *Ruta del Modernismo*, un itinerario por las 26 casas de este estilo más destacadas de la ciudad, entre las que sobresalen especialmente las realizadas por el gran arquitecto Lluís Domènech i Montaner.

Acompañados por un guía visitaremos la ciudad antigua, con sus céntricas plazas de Prim y Mercadal, haciendo escala en sus monumentos más emblemáticos: Ayuntamiento, teatros Bartrina y Fortuny, Palacio Bofarull, Prioral de Sant Pere, Plaza de las Antiguas Pescaderías, y recorreremos las calles donde se alinean las casas de ese particular estilo que esta ciudad alberga: Navás, Gasull, Rull, Grau, Iglesias, entre otras.

11:30 h. Descanso y cata de aceites.

En el recorrido asistiremos a una cata de aceites, el producto más emblemático de la zona, junto con el vino.

13:30 h. Visita al *Gaudí Centre*.

Finalizaremos el recorrido en la Plaza del Mercadal para visitar el *Gaudí Centre*, centro de interpretación dedicado a la figura y obra del genial arquitecto catalán,

nacido en Reus. En la visita se trata de descubrir la formación de su genio creativo y entender de forma didáctica los secretos de su arquitectura.

14:45 h. Almuerzo en terraza del *Gaudí Centre*.

16:45 h. Tiempo libre para compras.

El espíritu emprendedor que siempre ha caracterizado a Reus se ve reflejado en el dinamismo de su centro histórico, con un gran ambiente comercial y social. No en vano Reus es reconocida como una ciudad de compras con una bien ganada fama de buen comercio.

18:00 h. Regreso a los hoteles.

REUS (II)

Viernes 27 **09:00 h**

09:00 h. Salida en autocar de los hoteles.

Para visitar la bodega *De Muller* y la masía de *Martorell*. En esta bodega, fundada en 1851 por una familia de vinicultores de origen alsaciano, se elabora una amplia gama de vinos y otros productos, como el cava y el vermut. Entre las peculiaridades de la bodega está el vino de misa, elaborado desde su fundación, cuando se convirtió en único proveedor del Vaticano. También conoceremos el proceso de elaboración del vermut, introducido en España a través de Reus en el siglo XIX y asociado inequívocamente a esta ciudad.

La visita finalizará con una cata de vinos y vermut.

10:45 h. Visita guiada al *Institut Pere Mata*.

El instituto siquiátrico Pere Mata es una de las grandes obras de Lluís Domènech i Montaner. Construido en 1898, está considerado una joya del modernismo, que marcó el inicio de la brillante etapa modernista que vivió la ciudad de Reus. Visitaremos el pabellón de los distinguidos, que por su riqueza ornamental es el de mayor valor artístico del conjunto hospitalario, ya que conserva el espectacular repertorio decorativo del modernismo y se encuentra tal y como se utilizó cuando fue construido.

12:00 h. Conferencia de WiN-España.

Al finalizar acudiremos al Salón de Actos de la Cámara Oficial de Comercio e Industria de Reus para asistir a la conferencia organizada por WiN.

13:15 h. Regreso al Centro de Ferias y Convenciones de Reus para asistir a la sesión de clausura y al cóctel de despedida de la 39^a Reunión Anual de la SNE.

ÍNDICE DE LAS SESIONES TÉCNICAS

Las ponencias serán presentadas indistintamente en castellano o en inglés, sin traducción simultánea.

ÍNDICE SESIONES TÉCNICAS				
SESIÓN	Día	Hora	Sala	Pág.
01 - DESMANTELAMIENTO (I): Fases de desmantelamiento	25	13:00h.	9-10	12
02 - FUSIÓN (I): Materiales	25	13:00h.	4-5	14
03 - I+D+i (I): Neutrónica	25	13:00h.	6-7	16
04 - INGENIERÍA (I)	25	13:00h.	1-2	18
05 - MANTENIMIENTO (I): Generadores de vapor y sludge lancing	25	13:00h.	11	20
06 - ORGANIZACIÓN Y FACTORES HUMANOS (I)	25	13:00h.	3	22
07 - PROTECCIÓN RADOLÓGICA Y MEDIOAMBIENTAL (I)	25	13:00h.	8	24
08 - COMBUSTIBLE (I)	25	15:30h.	9-10	26
09 - FUSIÓN (II): ITER	25	15:30h.	4-5	30
10 - I+D+i (I): Códigos Planta	25	15:30h.	6-7	34
11 - INGENIERÍA (II)	25	15:30h.	1-2	38
12 - MANTENIMIENTO (II): Inspecciones	25	15:30h.	11	42
13 - RESIDUOS RADIACTIVOS	25	15:30h.	3	46
14 - SEGURIDAD NUCLEAR (I): Códigos de simulación	25	15:30h.	12	49
15 - COMUNICACIÓN	26	10:00h.	9	52
16 - DESMANTELAMIENTO (II): Gestión de residuos	26	10:00h.	10	55
17 - FUSIÓN (III): Tritio	26	10:00h.	8	58
18 - I+D+i (III): Accidentes severos	26	10:00h.	6-7	61
19 - INGENIERÍA (III)	26	10:00h.	1-2	65
20 - NUEVOS REACTORES (I): Reactores de Generación IV	26	10:00h.	3	68
21 - OPERACIÓN	26	10:00h.	4-5	70
22 - COMBUSTIBLE (II)	26	15:30h.	9	73
23 - I+D+i (IV): Tranferencia de calor y APS	26	15:30h.	6-7	77
24 - INGENIERÍA (IV)	26	15:30h.	1-2	81
25 - MANTENIMIENTO (III)	26	15:30h.	10	84
26 - ORGANIZACIÓN Y FACTORES HUMANOS (II)	26	15:30h.	3	88
27 - PROTECCIÓN RADOLÓGICA Y MEDIOAMBIENTAL (II)	26	15:30h.	8	92
28 - SEGURIDAD NUCLEAR (II): Fukushima/Stress tests	26	15:30h.	4-5	95
29 - COMBUSTIBLE (III): Combustible irradiado	27	09:30h.	9-10	98
30 - I+D+i (V): Códigos	27	09:30h.	6-7	102
31 - INGENIERÍA (V)	27	09:30h.	1-2	106
32 - MEDICINA Y SALUD EN EL ÁMBITO NUCLEAR	27	09:30h.	8	110
33 - NUEVOS REACTORES (II): Nuevos reactores en construcción	27	09:30h.	3	113
34 - FORMACIÓN	27	09:30h.	11	116
35 - SEGURIDAD NUCLEAR (III)	27	09:30h.	4-5	120
36 - SESIÓN PÓSTER	26	15:30h.	Foyer Mariá Fortuny	123

SESIONES MONOGRÁFICAS

SALA 11 Jueves 26 - 17:30 h.

01 - LA INVESTIGACIÓN EN EL SECTOR NUCLEAR

PRESIDENTE: **Luis E. Herranz Puebla**

Responsable de la Unidad de Investigación en Seguridad Nuclear. CIEMAT

COORDINADORA: **Marta Vázquez**

Comité Técnico

PONENTES: **Enrique González Romero** - Director de la División de Fisión Nuclear. CIEMAT

Emilio Mínguez Torres - Vicerrector de la UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID

José Antonio Delgado - Responsable Sur de Europa, EPRI INTERNATIONAL

La investigación ha sido y es imprescindible para el desarrollo de la tecnología nuclear. En un marco de crisis económica parece difícil visualizar la conveniencia de una investigación cuyo resultado económico puede que sea a largo plazo o no sea el esperado. Pero precisamente en estos momentos debe verse la I+D+i como una inversión de futuro, y elemento clave para la sostenibilidad y seguridad nuclear.

En esta monográfica se dará una panorámica general de las líneas de investigación que se están siguiendo en el sector nuclear, tanto en España como internacionalmente, así como las estrategias presentes y futuras que se contemplan en esta materia.

La confluencia de los tres tipos de institución protagonistas de la ejecución de la investigación nuclear en nuestro país (universidades, organismos públicos de investigación y empresas del sector), permitirá configurar un marco único de discusión de aspectos tales como la aproximación, las oportunidades y, por supuesto, la financiación.

SALA 12 Jueves 26 - 17:30 h.

02 - INTERCONEXIONES ELÉCTRICAS Y GARANTÍA DE SUMINISTRO

PRESIDENTE: **Ignacio Lequerica Pérez**

Dtor. de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica. Dir. de Energía Nuclear. ENDESA

COORDINADOR: **Rafael Rubio Montaña**

Comité Técnico

PONENTES: **David Alvira** - Jefe de Dpto. de Planificación Eléctrica. REE

Lluís Pinós - Delegado Regional Nordeste. REE

Rafael González Hombrados - Coordinador de Mercados y Responsable de Programación. ENDESA

Las interconexiones eléctricas internacionales son el conjunto de líneas de alta tensión y las subestaciones que las conectan entre sí. En una sociedad como la actual las interconexiones juegan cada vez un papel más importante como garantía en la continuidad de suministro. Esta garantía no solo tiene en cuenta la disponibilidad de suministro eléctrico en los hogares en todo momento sino también la de las propias plantas generadoras en tanto en cuanto, éstas podrían precisar de la red exterior para arrancar sus propios sistemas en caso de pérdida de corriente en la instalación o arrancar el sistema eléctrico nacional desde un apagón general.

El aprovechamiento integral de las interconexiones redundaría en una mayor eficiencia de los sistemas eléctricos al aprovechar los distintos condicionantes en tiempo y espacio de los diferentes sistemas eléctricos nacionales conectados. La consideración adecuada de todas esas cuestiones conllevaría una mejora de la seguridad de suministro con un mejor precio de la energía para los consumidores.

La Unión Europea ha establecido como objetivo la creación del Mercado Interior de la Electricidad en Europa (MIE). En este mercado se pretende integrar a los diferentes mercados regionales ya existentes como el Mercado Ibérico de Electricidad (MIBEL) y otros. El fin último es conseguir que el ratio de interconexión entre los diferentes países de la UE sea al menos del 10% de la capacidad de producción instalada en cada uno de ellos.

En este contexto, la planificación de la red se está trasladando del ámbito nacional al europeo. La asociación de los operadores y propietarios de la red de transporte europea (ENTSO-E) identifica los desarrollos necesarios con un horizonte temporal de 10 años a petición de la UE, priorizando las actuaciones más necesarias. Entre las actuaciones más relevantes en marcha hoy es la nueva interconexión de España con Francia a través de los Pirineos. Esta interconexión será la mayor por capacidad en corriente continua de toda Europa (2x1.000 MW) y la de mayor longitud soterrada (64,5 km).

Esta monografía concluye con la presentación de las actuaciones encaminadas a garantizar la fiabilidad y disponibilidad de las alimentaciones a las centrales nucleares españolas desarrolladas dentro del marco de UNESA con la participación de REE, el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) y especialistas de las centrales nucleares. Se expondrán los resultados de la revisión del estudio de estabilidad dinámica (Proyecto ESCENRED), además de la presentación de los protocolos de intercambio de información establecidos entre el operador del sistema y las centrales nucleares a través del Despacho delegado para informar de la disponibilidad de las alimentaciones a las plantas y los posibles riesgos sobre las mismas. Finalmente se hace un repaso de los planes de reposición de servicio (PRS) de la red en los cuales se prioriza la recuperación de la alimentación a las centrales nucleares en configuración mallada o en ISLA (desde centrales hidráulicas próximas").

SESIONES TÉCNICAS

SALAS 9-10 Miércoles 25 - 13:00 a 14:00 h.

01- DESMANTELAMIENTO (I): FASES DEL DESMANTELAMIENTO

PRESIDENTE: **Moisés Sánchez**
WESTINGHOUSE

COORDINADOR: **Carlos Gómez**
GNF ENGINEERING

Esta Ponencia describe las funcionalidades y aplicaciones directas del Laser 3D y del programa RealPlant 3D en los proyectos de desmantelamiento, con el objetivo de ayudar a las personas encargadas de la ingeniería, organización y gestión de los trabajos a desarrollar estos con un alto nivel de calidad y eficiencia.

El Laser 3D, utilizado de forma especializada y en conjunto con el programa RealPlant 3D aporta una serie de herramientas muy interesantes para estos proyectos:

- Obtención de información métrica y fotográfica 3D de forma rápida y fiable
- Planificación de operaciones y maniobras
- Reducción de tiempos y dosis
- Seguimiento de equipos y elementos desmantelados
- Vinculación con la información documental disponible
- Vinculación con el programa de trabajo

01 - 03

SEGUIMIENTO DE INDICADORES EN UN DESMANTELAMIENTO (CONOCERSE A SÍ MISMO)

A. Soto Lanuza
ENRESA

Definición y seguimiento de indicadores en el Desmantelamiento de la Central Nuclear José Cabrera como herramienta para la autoevaluación y el correcto desarrollo de los procesos.

Dar a conocer el modo de gestionar los indicadores de proceso definidos y el Programa de Acciones Correctivas. Tras conocer las herramientas de gestión se muestra cómo se analizan las tendencias y se lleva a cabo la autoevaluación. Teniendo en cuenta la especificidad de los indicadores aplicables a un desmantelamiento.

La combinación de un Cuadro de Indicadores y de un Programa de Acciones Correctivas junto con una autoevaluación y análisis de las tendencias de uno y otro, nos ayudan a llevar a cabo el seguimiento del Desmantelamiento. El Cuadro de Indicadores define parámetros que son comunes a procesos convencionales pero incluye otros muy específicos para los desmantelamientos en general y para este en particular, que evaluados convenientemente y de forma periódica nos permite el seguimiento de los distintos procesos. Por otro lado se dispone de un Programa de Acciones Correctivas en el que se dan de alta las incidencias (No Conformidades, No Conformidades Potenciales, Acciones de Mejora, etc.) que se detectan. El análisis de las tendencias, tanto de los parámetros del cuadro de indicadores como del PAC nos permite, tras la correspondiente autoevaluación, tomar las decisiones para la corrección de la tendencia. La exposición nos cuenta cómo gestiona el Plan de Desmantelamiento y Clausura de la CNJC su cuadro de indicadores, su Programa de Acciones Correctivas y cómo lleva a cabo sus procesos de autoevaluación a la luz de uno y otro.

01 - 04

PLAN DE VIGILANCIA Y MANTENIMIENTO DE LA INSTALACIÓN NUCLEAR DE VANDELLÓS 1 Y PERSPECTIVAS DE FUTURO

S. Margalef Escoda
ENRESA

La central nuclear de Vandellós 1 finalizó su operación tras un incidente en 1989 y ha sido desmantelada entre 1998 y 2003 a un

01 - 01

GESTIÓN DE ESPACIOS MEDIANTE HERRAMIENTAS 3D EN LOS PROYECTOS DE DESMANTELAMIENTO

J. Garrido García
CT3 INGENIERÍA

En numerosas ocasiones la documentación de la que se dispone, a la hora de planificar el desmantelamiento de un equipo, cubículo e incluso edificio, no refleja al 100% la realidad existente, provocando la aparición de imprevistos que obligan a modificar la organización y planificación de forma habitual.

Esta Ponencia explica el procedimiento para realizar un estudio previo para la gestión de espacios libres e inventariado físico en cuanto al desmantelamiento se refiere. Una buena documentación as-built tridimensional, basada en el uso del láser escáner, junto con programas de diseño y análisis de maniobras, permite que el resultado de este tipo de trabajos sea óptimo. Como conclusiones se podrá observar que disponer de modelos tridimensionales, estudios y análisis de maniobras, junto con las simulaciones correspondientes, permite mejorar la información de la que se dispone: desde mejorar la preparación de las maniobras, pasando por la optimización de grúas y otros recursos hasta cuantificar las toneladas de chatarra a desmantelar.

01 - 02

APLICACIONES DEL LASER 3D Y REALPLANT EN EL DESMANTELAMIENTO DE INSTALACIONES NUCLEARES

F. Sarti Fernández
CT3 INGENIERÍA

La realización de actividades de desmantelamiento de instalaciones nucleares presenta una serie de condicionantes y dificultades que hacen que las tareas de organización y planificación sean complejas, tanto por la cantidad de actores involucrados como por las condiciones del entorno y las limitaciones que este genera. Utilizar herramientas que permitan disponer de información fiable y actualizada del entorno en tiempo real y que permitan ayudar en la gestión de los trabajos resulta muy útil en estos proyectos.

Nivel 2 por Enresa, siendo la primera central nuclear desmantelada en España.

Este Nivel 2 ha consistido en desmantelar todas las estructuras, sistemas y componentes a excepción del cajón del reactor que permanece confinado para el decaimiento radiactivo de sus estructuras internas. Finalizado este periodo de Latencia, previsto para 25 años, se procederá al desmantelamiento total de la instalación (Nivel 3).

Durante este periodo de Latencia, Enresa continua como explotador responsable de la Instalación debiendo realizar la vigilancia y mantenimiento de la misma conforme a las directrices establecidas por el organismo regulador. Estas actuaciones están recogidas en el Plan de Vigilancia y Mantenimiento de la Instalación Nuclear de Vandellós 1 (PVyM).

Adicionalmente y con el fin de mantener activo el emplazamiento se diseñó una estrategia técnica y social denominada Centro Tecnológico Mestral que integraba junto con las labores de vigilancia de la instalación nuclear, otras líneas de actuación tales como la comunicación, formación, información e investigación, consolidándose la marca Mestral como un referente internacional en el campo del desmantelamiento de las Instalaciones Nucleares.

Transcurridos ya casi la mitad del periodo de Latencia (2003-2028), se ha considerado oportuno implantar un plan de acción para orientar las actividades recogidas en el vigente PVyM hacia el futuro desmantelamiento de nivel 3, así como reconsiderar las acciones previstas en este Plan relacionadas con el seguimiento de la estabilidad del cajón del reactor y el seguimiento de sus estructuras internas.

En esta ponencia se van a describir las acciones que constituyen el actual PVyM de Vandellós 1 así como las actividades previstas en todos aquellos aspectos que condicionan el inicio o el desarrollo futuro del Nivel 3 de desmantelamiento.

01 - 05

OPTIONS & STRATEGIES IN DECONTAMINATION FOR DECOMMISSIONING: AFTER SAFE ENCLOSURE OR DIRECTLY AFTER SHUTDOWN. EXPERIENCES IN 2012

L.Sempere Belda; C. Topf; J.P. Moreira do Amaral
AREVA GmbH

A Full System Decontamination (FSD) in preparation for decommissioning and dismantling activities has many advantages, the most important of them being:

- 1) A high reduction of radiation exposure of the personnel involved -according to the ALARA principle-
- 2) A remarkable reduction of the total activity inventory, which maximizes the amount of waste that can be disposed of as very low level waste or even qualifies for free release. Waste disposal costs are therefore significantly reduced.

Chemical decontamination can be applied at different stages. It is possible, either immediately after shutdown or at a later point, even after a long period of safe enclosure.

AREVA discusses the singularities of these different approaches in general.

Also, specific data and operational experiences will be presented that have been obtained from large scale chemical decontamination projects corresponding to the mentioned scenarios.

These projects were performed in different countries of the European Union in 2012.

They represent the most modern and up-to-date experience made in this part of the world.

SALAS 4-5 Miércoles 25 - 13:00 a 14:00 h.

02- FUSIÓN (I): MATERIALES

PRESIDENTE: **Javier Alonso Gozalo**

CIEMAT

COORDINADOR: **Francisco González de la Peña**

EMPRESARIOS AGRUPADOS

02 - 02

EFEKTOS DE LA IRRADIACIÓN PRODUCIDA EN REACTORES DE FUSIÓN SOBRE MATERIAL ESTRUCTURAL: EL HIERRO COMO MODELO DE ESTUDIO POR CINÉTICA DE MONTE CARLO

A. Ortiz Gómez, A. Rivera de Mena

Finalista Proyecto Fin de Carrera

El confinamiento del plasma formado en una teórica central de fusión nuclear se puede alcanzar por dos vías: **Fusión por Confinamiento Inercial (FCI)** y **Fusión por Confinamiento Magnético (FCM)**. En ambos caminos existen numerosos retos tecnológicos que superar para poder llegar a utilizar la energía de fusión como una fuente de producción como es ahora, por ejemplo, la energía de fisión. Entre ellos se destaca la carencia de materiales estructurales capaces de soportar las extremas condiciones de irradiación y temperatura. La FCM, así como las instalaciones experimentales de irradiación con iones, operan en modo continuo; mientras que en el caso de FCI el modo de irradiación más pernicioso que se espera en instalaciones realistas es de carácter pulsado.

Empleando el hierro como material estructural modelo, en este trabajo se han realizado simulaciones con una doble motivación: la primera es reproducir ambos modos de **irradiación neutrónica** y así cuantificar la implicación que tendrá el modo de irradiación en la acumulación de daño neutrónico en hierro, según distintas temperaturas y condiciones de contorno; y la segunda es estudiar la **irradiación con protones** como método experimental para la simulación del daño neutrónico en hierro. Una de las metodologías existentes para simular la evolución temporal y espacial del daño creado por irradiación en materiales es Monte Carlo Cinético de Objetos, OKMC (*Object Kinetic Monte Carlo*). En concreto, las simulaciones se han llevado a cabo empleando un código reciente llamado *MMonCa* (*Modular Monte Carlo simulator*), desarrollado en el Instituto de Madrid de Estudios Avanzados de Materiales (IMDEA Materiales).

De los resultados de las simulaciones neutrónicas se ponen en evidencia importantes diferencias según el modo de irradiación. Se observa que existe un mayor daño total en el hierro si éste es irradiado en modo pulsado y que una posible causa podría ser que el material no es capaz de recombinar un porcentaje significativo de defectos entre la llegada de cascadas de daño como lo haría en el caso continuo. De los resultados tras las simulaciones con protones se encuentran diferencias significativas con las irradiaciones neutrónicas en cuanto a los defectos que se generan debido a la menor densidad de daño primario.

02 - 03

STUDY OF THE USE OF ESS-BILBAO FOR IRRADIATION OF NUCLEAR FUSION MATERIALS

A.Rodríguez Paramo¹, A.Rivera², F. Sordo^{1,2}, J. M. Perlado¹

¹Instituto de Fusión Nuclear UPM, ²Consorcio ESS-Bilbao

Nuclear materials must withstand severe irradiation conditions that determine their performance. In particular, these materials must tolerate high neutron doses at the end of their lifetime. A common problem when dealing with nuclear materials is the lack of neutron irradiation facilities appropriate for materials characterization and qualification. Several facilities are nowadays available, however, none of them completely fulfills the fusion requirements.

In this work ESS-Bilbao neutron source is analyzed for studies of material damage. We compare the neutron spectra that can be

obtained with the expected ones in fusion power plants (Demo, HiPER), and other neutron facilities (ESS-Lund,, HFR). For the analysis several features have been studied such as neutron fluxes, doses, PKA spectra, gas production and dpa estimation. The analysis is performed with MCNPX, NJOY and self-developed codes.

The results show that damage rates in ESS-Bilbao are low compared with demonstration or commercial fusion plants. However ESS-Bilbao turns out very interesting to study phenomena that appear at low dose rates, such as damage evolution in optical components.

The main conclusion is that ESS-Bilbao will be useful for the analysis of optical components (and probably other ceramic-based materials). Two are its major advantages: neutron spectra that match well the fusion spectra and versatility to perform a wide range of experiments. The main drawback is the impossibility to attain high damage rates and therefore carry out relevant studies of structural materials. Other applications of ESS-Bilbao as a neutron irradiation facility are feasible in addition to the application for fusion materials discussed in this work.

02 - 04

EVOLUCIÓN DEL DISEÑO ENFOCADA AL AUMENTO DE DISPONIBILIDAD EN LAS TEST FACILITIES DE IFMIF MEDIANTE HERRAMIENTAS RAMI

J. Abal¹, J. Dies¹, E. Baeza¹, J. M. Arroyo², E. Bargalló¹, A. García², C. Tapia¹, A. De Blas¹, J. Mollá², A. Ibarra²

¹Universitat Politècnica de Catalunya (UPC), ²CIEMAT

Los análisis RAMI (fiabilidad, disponibilidad y estrategias de mantenimiento e inspección por sus siglas en inglés) son herramientas eficientes en la mejora de disponibilidad cuando son usadas durante la fase de diseño. En las Test Facilities de IFMIF (instalación internacional para la irradiación de materiales de fusión) se han implementado estos análisis desde una época muy temprana de esta fase con el fin de obtener el elevado requerimiento de disponibilidad: 96%.

Este trabajo muestra los cambios de diseño que han conducido al objetivo de disponibilidad. También resume los resultados de las herramientas RAMI que han llevado a estos cambios de diseño. Entre estas herramientas destacan los análisis modales de fallos y efectos (AMFEs) enfocados a la reducción de indisponibilidad y el uso de árboles dinámicos de fallos capaces de modelar un diseño tolerante al fallo en un ambiente de alta irradiación neutrónica como son las Test Facilities.

La conjunción de la metodología RAMI y la interacción con el equipo internacional de diseñadores de IFMIF ha hecho posible la satisfactoria corrección de los primeros cálculos de disponibilidad

hacia su requerimiento. Este objetivo ha sido alcanzado mediante estrategias de operación degradada, principalmente. También se han destacado aquellos componentes críticos como las conexiones de refrigerante y las operaciones mantenimiento de más riesgo como los movimientos horizontales de módulos altamente irradiados; dando a cada uno de ellos soluciones eficaces tanto en el diseño como en la operación.

Este trabajo ha sido subvencionado por el ministerio MINECO sobre los proyectos AIC10-A-000441 y AIC-A-2011-0654.

02 - 05

ADAPTACIÓN DEL SOFTWARE UTILIZADO PARA CALCULAR LA DISPONIBILIDAD DEL HAZ EN LOS ACCELERADORES DE IFMIF

E. Bargallo¹, P. J. Sureda¹, J. M. Arroyo², J. Abal¹, A. De Blas¹, J. Dies¹, C. Tapia¹, J. Molla², A. Ibarra²

¹Universitat Politècnica de Catalunya (UPC), ²CIEMAT

La instalación IFMIF (International Fusion Materials Irradiation Facility) se utilizará para probar y cualificar materiales para futuros reactores de fusión. La hoja de ruta de la fusión requiere que IFMIF tenga una alta disponibilidad para poder encontrar los materiales adecuados para el diseño y licenciamiento de DEMO con antelación. Para conseguirlo, se han desarrollado análisis de fiabilidad, disponibilidad, estrategias de mantenimiento e inspección (RAMI por sus siglas en inglés) desde el inicio de la fase de diseño.

En previos análisis RAMI de los aceleradores de IFMIF se usaba principalmente el software comercial RiskSpectrum® PSA Professional. A medida que el diseño fue más detallado y el modelo crecía, algunos aspectos empezaban a ser difíciles de modelar. Cuando aparecieron requerimientos de operación y políticas de mantenimiento empezó a ser interesante hacer una simulación donde se considerase estas particularidades. En este artículo se muestra las modificaciones del software utilizado y los resultados obtenidos.

El software utilizado en el proyecto ILC (International Linear Collider) para realizar simulaciones Monte Carlo de disponibilidad se convirtió en una excelente opción para los análisis de IFMIF. Este software, llamado AvalSim, tenía que ser modificado y adaptado para poder simular los aceleradores de IFMIF de la forma que se necesitaba. Con AvalSim se han podido considerar muchos parámetros, complejidades y aspectos relevantes para los análisis RAMI que no se podían considerar anteriormente. Algunos ejemplos son, operación con degradación en el haz, aplicación de estrategias de mantenimiento, optimización de parámetros y consideración de sinergias entre sistemas. Los resultados muestran que los parámetros evaluados con este software son de vital importancia para el correcto cálculo de la disponibilidad del haz.

SALAS 6-7 Miércoles 25 - 13:00 a 14:00 h.

03- I+D+I (I): NEUTRÓNICA

PRESIDENTE: **Carlos Izquierdo**
ANASCO-VANDELLÓS II

COORDINADOR: **Javier Quiñones**
CIEMAT

03 - 02

MEDIDA DEL FLUJO ADJUNTO EN UN REACTOR EXPERIMENTAL

J. Blázquez
CIEMAT

La función neutrónica importancia o flujo adjunto es la solución de la ecuación adjunta del transporte neutrónico en un reactor. Se utiliza normalmente como función de peso en los cálculos de reactividad provenientes de la teoría de perturbaciones. Esta función también puede ser medida experimentalmente, aunque con más dificultad que la distribución de flujo neutrónico.

Dado que los reactores nucleares experimentales están descomisionados en España desde hace tiempo, es muy probable que se pierda la capacidad de medida del flujo adjunto. Sin embargo, es posible acceder a reactores experimentales de la Unión Europea, en donde tenga sentido este tipo de medida. En particular, en los experimentos con ADS, donde se monitorea la reactividad, y cuyos resultados se calculen con códigos deterministas.

En el artículo se repasa la teoría del flujo adjunto usando la teoría de difusión neutrónica como base. Escrita en la aproximación de un grupo, la ecuación es autoadjunta y el flujo adjunto coincide con el flujo neutrónico; sin embargo, en la aproximación de multigrupos, se pierde simetría -los neutrones pasan a grupos de menor energía por colisiones, y nunca sucede al revés- y en consecuencia, la ecuación ya no es autoadjunta.

La medida se basa en la respuesta al pulso de neutrones. En crítico es un escalón de potencia, pero es difícil su realización práctica. Si sustituimos el pulso por una 'sucesión de pulsos' esto es, por una fuente de intensidad constante, la potencia aumenta linealmente con el tiempo, con una pendiente proporcional al flujo adjunto. En los ADS se opera en régimen subcrítico, por lo que es necesario diseñar un procedimiento especial.

El fundamento de este procedimiento se comprobó en el Reactor CORAL-I. El resultado es la distribución de flujo adjunto en los canales del reactor.

03 - 03

ESTIMACIÓN DEL DAÑO POR IRRADIACIÓN NEUTRÓNICA EN LOS INTERNOS DE UN REACTOR PWR. PROYECTO ZIRP

A. M. Cadenas Mendicoa, P. Barreira Pereira, M. Benito Hernández, J.A. Herrera Navarro
GAS NATURAL FENOSA ENGINEERING

El estudio que se presenta se enfoca en el análisis del daño por irradiación neutrónica sufrido por los materiales metálicos de los internos de un reactor PWR a lo largo de su vida operativa. Estos análisis de radiación se enmarcan dentro de un proyecto de gran repercusión internacional que persigue relacionar la degradación de las propiedades de los materiales metálicos de los internos del reactor, tras un largo período de operación comercial, con las condiciones de operación e irradiación a las que han estado sometidos.

El análisis tiene como objetivo principal estimar el valor de la fluencia neutrónica acumulada y de los desplazamientos por átomo (DPA) para todos y cada uno de los ciclos de operación de la planta de referencia, mediante la reproducción detallada *best-estimate* de la historia operativa y de irradiación completa del reactor.

Los cálculos conllevan la modelización tridimensional detallada de la geometría del reactor en el código de transporte MCNP5 y el cálculo minucioso de las fuentes de irradiación neutrónica y gamma para cada uno de los estados de simulación representativos de los diferentes ciclos de operación.

Los resultados del análisis se muestran en mapas tridimensionales de las variables estudiadas -flujos, fluencia y DPA- para cada uno de los internos del reactor considerados de interés -placas deflectoras, placas formadoras y barrilete del núcleo- y para uno de los 29 ciclos de operación de la planta de referencia. Los resultados muestran con precisión las zonas de máximo daño por irradiación neutrónica, correspondientes a las esquinas entrantes de la configuración de las placas deflectoras, así como los altos gradientes de atenuación de las magnitudes en estudio a lo largo del espesor de los internos, comprobándose la reducción apreciable de sus valores en las placas formadoras y en el barrilete del núcleo.

Los elevados valores de fluencia acumulada y DPA alcanzados en los internos de la planta de referencia, justifican la selección de este reactor para el objetivo perseguido por el proyecto internacional en el que se enmarcan los análisis realizados.

03 - 04

METODOLOGÍA PARA RESOLVER LA ECUACIÓN DEL TRANSPORTE CON EL CÓDIGO DE ORDENADAS DISCRETAS TORT EN EL REACTOR IPEN/MB-01

A. Bernal, A. Abarca, T. Barrachina y R. Miró.

UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

El presente trabajo se enmarca dentro de la investigación de desarrollo de códigos que resuelvan la ecuación del transporte. Actualmente en los reactores comerciales se utiliza la teoría de la difusión que no es adecuada para medios absorbentes. Por otra parte, la resolución de la ecuación del transporte con el Método de Monte Carlo implica grandes tiempos de computación o altos errores que pueden reducirse mediante la utilización del adjunto, obtenido con el Método de Ordenadas Discretas.

El objetivo es desarrollar una metodología para resolver la ecuación del transporte con el Método de Ordenadas Discretas, que se basa en la discretización de dicha ecuación en energía, dirección y espacio. Para ello, se ha utilizado el código TORT, que utiliza dicho método, para resolver la ecuación del transporte en el reactor IPEN/MB-01. Además, se presenta una comparación de los resultados obtenidos con el código MCNP5 (Método de Monte Carlo), así como un análisis de sensibilidad de la discretización de dirección y espacio.

Se han obtenido unos resultados similares tanto con TORT como con MCNP5: misma distribución de potencia; la suma de los errores cuadráticos es de 1.9708 para MCNP5 y 3.9169 para TORT; K_{eff} de 1.00500 para MCNP5 y 1.00074 para TORT (teniendo como valor de referencia 1.00000). Respecto al tiempo de computación, el de MCNP5 fue aproximadamente 16 veces superior al de TORT. En cuanto al análisis de sensibilidad, con una discretización direccional más fina no se han obtenido unos resultados mucho más precisos y el tiempo de computación es del orden de 2 veces superior. Respecto a la discretización espacial, la utilización de un mallado muy fino no implicó un aumento considerable en la precisión de los resultados, pero sí en el tiempo de cálculo; pero con un mallado más grueso se obtuvieron resultados con errores inaceptables. Por tanto, el Método de Ordenadas Discretas es adecuado para la resolución de la ecuación del transporte en reactores, con una discretización direccional gruesa.

03 - 05

SIMULATION OF THE MARIOS EXPERIMENT: IRRADIATION OF AM-ENRICHED PELLETS IN THE HFR

F. Álvarez Velarde, F. Martín-Fuertes
CIEMAT

In the frame of the 7th EU-FP FAIRFUELS Project, the MARIOS experiment has been accomplish, for which four samples of Sodium Fast Reactor transmutation fuel have been irradiated in the Petten High Flux Reactor up to prototypical burnups. The samples are representative of a reactor radial blanket fuel with no fabricated plutonium and high americium contents. The neutronic irradiation of the MARIOS experiment has been simulated in CIEMAT with EVOLCODE in support of Post Irradiation Examinations.

The main objective of this work is to estimate local parameters as radial power profiles and selected isotopic compositions profiles for irradiated pellets under different conditions, as porosities, power levels and contents. The final purpose is to improve understanding of key physical magnitudes such as temperature profile, local burnup and helium gas generation. All four experimental pins containing six pellets each were simulated.

The geometry model accounts for ten concentric radial cells per fuel pellet. Concerning the fission rate and power density profiles, a peaked radial profile towards the pellet periphery is estimated (the 'rim' effect) as a result of the reactor thermal spectrum. Major contributions to total cumulated fissions come from cumulated Pu-239 (24% integrating the whole irradiation period), and Am-242m (49%), while U-235 and Am-241 were minor contributors. An averaged value of ~50% of Am is estimated to transmute in this experiment after 310 days. The isotopic profiles of Nd, He, Kr, Xe and Cs were provided in order to make estimations of the burn-up and gas generation.

Sensitivity calculations to explore uncertainties around the hypotheses were also performed: the effect of the neutron source discretization in a number of bins, the used nuclear data libraries, and the boundary conditions (thermal power) provided by NRG, responsible for the experiment.

03 - 06

ESTUDIO COMPARATIVO DE LA CAPACIDAD DE RETENCIÓN DE YODURO POR DIFERENTES HIDROTALCITAS

L. Iglesias, F. Medina, M. García

UNIVERSITAT ROVIRA I VIRGILI

El I¹²⁹ es un isótromo con un largo tiempo de vida media (1.57×10^7 años), que debido a que interacciona poco químicamente con materiales geológicos y a que tiene una alta movilidad en el medio ambiente es considerado un peligroso radioisótomo y se han realizado numerosos estudios enfocados a su adsorción por parte de materiales que sean capaces de retenerlo de una forma estable.

Las hidrotalcitas son materiales compuestos por láminas cargadas positivamente con capacidad de adsorber aniones en su espacio interlaminal en una gran cantidad. Su capacidad de adsorción de aniones varía según los cationes metálicos que compongan su estructura laminar, su ratio entre las especies catiónicas M(II)/M(I-II) y el anión interlaminal con el que se sintetizan.

En este estudio comparativo se han realizado diversas pruebas variando estos parámetros que afectan a la capacidad de adsorción del material con el objetivo de optimizarlo para tener la máxima capacidad de adsorción.

Se ha estudiado también el efecto de utilizar diferentes tiempos para realizar el proceso de adsorción y el efecto de la aplicación de ultrasonidos durante el proceso de adsorción, el cual provoca un incremento significativo en la capacidad de adsorber del material.

Así mismo, se han realizado diversos ensayos sobre reciclado e irreversibilidad del proceso de adsorción del yoduro en las hidrotalcitas de cara a tener un mayor conocimiento de las posibilidades de uso de estos materiales para adsorción y retención de I¹²⁹.

SALAS 1-2 Miércoles 25 - 13:00 a 14:00 h.

04- INGENIERÍA (I)

PRESIDENTE: **Daniel de Lorenzo**
AREVA

COORDINADOR: **José Alberto Peláez Gutiérrez**
TECNATOM

04 - 01

SUSTITUCIÓN DE CARGADORES DE BATERÍAS EN C.N. ASCÓ

J. Montero Lansac
ANAV

Por motivos de disminución de fiabilidad y disponibilidad de los cargadores, derivados a su vez de la obsolescencia de la tecnología y la ausencia de repuestos, se decidió renovar los cargadores de baterías de C.N. Ascó. Los cargadores de baterías forman parte del sistema crítico de continua, más aún tras el accidente de Fukushima, y son equipos que han resultado protagonistas de algunos otros incidentes más o menos recientes (Forsmark).

Después de barajar varias opciones, se ha optado por sustituir los cargadores de baterías por otros de nuevo diseño. La sustitución afecta tanto a cargadores relacionados, como no relacionados, con la seguridad, ascendiendo el total a 24 cargadores (12 por grupo). El plan de sustitución se ha establecido de manera que se sustituyan todos los cargadores en tres recargas sucesivas.

Hasta el momento se han sustituido cuatro cargadores relacionados con la seguridad por cada grupo. Para ello, previamente, entre otros aspectos, se ha vibrado un cargador prototípico para verificar el cumplimiento con los requisitos sísmicos; otros componentes se han dedicado. Los cargadores nuevos, aparte de la renovación de los componentes, incorporan nuevos modos de funcionamiento y nuevos comportamientos frente a sucesos internos o externos (por ejemplo, sobretensiones en la entrada) que permiten maximizar la disponibilidad. El funcionamiento hasta la fecha, salvo algún aspecto menor propio de edad infantil, ha sido muy satisfactorio.

04 - 02

INTERCONEXIÓN DE MODELOS 3D DE LA PLANTA CON PROGRAMAS DE CÁLCULO DE STRESS, HIDRÁULICOS Y ESTRUCTURALES

F. Sarti Fernández
CT3 INGENIERIA

En la ingeniería moderna la información 3D es básica. Los sistemas de diseño 3D se han consolidado en los últimos años para la

realización de los grandes proyectos de instalaciones industriales. En el Sector Nuclear, salvo algunas excepciones, únicamente los proyectos de nuevas centrales están incorporando de forma decidida estos sistemas de diseño 3D.

Los programas modernos de stress análisis de tuberías, hidráulicos y estructurales pueden utilizar información 3D como datos de entrada, lo que hace que se disponga de información 3D parcial y no unificada, lo que limita su utilización.

Disponer de un sistema que permita integrar en un único lugar esta información 3D de la central hace que se multiplique el valor de este tipo de información, al poderse utilizar de forma interdisciplinar.

Acometer el proceso de obtención de un "maqueta 3D" de una central completa resultaría costoso, si se analiza como un producto aislado de otras actividades. Sin embargo, habitualmente se va introduciendo en programas de cálculo información que, bien gestionada, puede ir conformando la maqueta 3D de la planta.

En otras ocasiones se plantean grandes proyectos de actualización de documentación o cálculos en los que hay que introducir gran cantidad de información en estos programas, y no se tiene en cuenta que a partir de modelos 3D se puede obtener la documentación deseada, consiguiendo un doble valor de la información y una mejora de la calidad.

Desde un modelo 3D bien realizado es posible generar gran cantidad de documentación convencional o para cálculos, obteniendo un gran valor de dicho modelo. Para conseguir esto es preciso disponer de una plataforma y procedimientos específicos que permita que el flujo de información sea sencillo, directo y fiable.

04 - 03

ANÁLISIS MEDIANTE CFDS DEL COMPORTAMIENTO DINÁMICO DE LOS FLUIDOS EN EL INTERIOR DE TANQUES PARA GARANTIZAR LA DISPONIBILIDAD DEL RECURSO

J. Arranz Iglesias, F. Sarti Fernández
CT3 INGENIERIA

La actualización de los requisitos sísmicos y la revisión de los métodos e hipótesis de cálculo que se está llevando a cabo en la industria tras los sismos ocurridos durante los últimos años, introducen mayores exigencias en el cálculo de resistencia de las estructuras, equipos y componentes, de forma que se garantice la integridad de los mismos ante un episodio sísmico. Para garantizar la disponibilidad del recurso en caso de sismo es preciso estudiar tanto la estructura como el comportamiento del fluido que ésta contiene.

Para analizar el comportamiento del conjunto estructura-fluido, de forma que se garantice la disponibilidad final del recurso, los métodos analíticos resuelven unos escenarios limitados sobre unas hipótesis determinadas, especialmente en lo que se refiere al comportamiento del fluido. Disponer de herramientas que resuelvan el análisis de la estructura y el fluido de forma conjunta resulta muy interesante en los proyectos de reevaluación de instalaciones nucleares.

Los programas de cálculo mediante CFDs permiten estudiar el comportamiento de los fluidos en el interior de los tanques en conjunto con la estructura del mismo de forma dinámica, lo que permite conocer con un nivel de detalle imposible de alcanzar por los métodos analíticos el comportamiento del fluido y los esfuerzos y efectos que dicho fluido ejercerá sobre la estructura y/o equipos.

Este tipo de análisis aporta un mayor nivel de conocimiento del comportamiento del conjunto estudiado y puede tanto mostrar

problemas o situaciones que los métodos analíticos no hubieran mostrado, en unos casos, como acotar los resultados de los métodos analíticos, en otros.

04 - 04

NUEVO ENTORNO 3D INTEGRADO PARA LA MEJORA DE LA PRODUCTIVIDAD EN EL CÁLCULO DINÁMICO DE ESTRUCTURAS NUCLEARES CON GT-STRU_DL

E. Sarti Fernández
CT3 INGENIERIA

El cálculo estructural en el área nuclear se ha caracterizado tradicionalmente por la necesidad de introducir datos en modo texto, en formato poco "amigable" y necesitando un elevado número de horas tanto en la introducción de los modelos como en su revisión para garantizar la validez del modelo a estudiar. Con el objetivo de solventar estos problemas, mejorar la productividad y la integración con sistemas de diseño 3D, GT Strudl ha creado el módulo gráfico ATLAS.

La incorporación de nuevas herramientas de integración de modelos 3D y de nuevos desarrollos que permiten el empleo de programas CAD para la introducción de modelos geométricos y cargas en GT Strudl es un importante avance que disminuye las necesidades de formación en el manejo del programa e incrementa tanto la productividad como la garantía de calidad en el cálculo de estructuras nucleares.

Con la incorporación del módulo ATLAS a GT STRUDL, como software de referencia homologado por la NRC para el cálculo de estructuras en el sector nuclear, se incrementará la productividad, se facilitan las tareas vinculadas a órdenes de cambio de diseño y se facilita la revisión y control de calidad de los modelos de estructuras.

Así mismo este nuevo entorno permite tanto la reutilización de modelos 3D disponibles de otros proyectos como la utilización de modelos generados en ATLAS en otros programas de diseño 3D.

04 - 05

MODELIZACIÓN CON AFT FATHOM DE SISTEMAS HIDRÁULICOS. APPLICACIÓN A LA CENTRAL NUCLEAR DE C. N. ASCÓ.

E. Caamaño Palau
ANAV

Dentro del ámbito de la ingeniería en planta de la C. N. Ascó se utiliza el programa AFT Fathom para la modelización de sistemas hidráulicos.

La simulación permite realizar análisis de una gran variedad de situaciones que, por diferentes motivos, no pueden ser reproducidas en planta. En este sentido, la simulación pone en manos de los ingenieros una información adicional valiosa para la toma de decisiones.

El objetivo del presente trabajo es dar una visión general de la simulación de sistemas hidráulicos con el programa AFT Fathom, describiendo las aplicaciones prácticas llevadas a cabo en C. N. Ascó.

Los resultados de la simulación se utilizan para conocer el comportamiento de determinados sistemas bajo escenarios difícilmente reproducibles en la realidad, como son situaciones de emergencia y accidente (análisis post-Fukushima, por ejemplo).

Tras una breve descripción teórica de las bases y hipótesis de cálculo del programa AFT Fathom y de la modelización de los componentes de un sistema hidráulico (bombas, tuberías, válvulas, tanques, intercambiadores de calor), se presentan una serie de escenarios analizados en C. N. Ascó como son los siguientes:

- Distribución de caudales de agua de refrigeración por diferentes equipos en un sistema hidráulico complejo y bajo diferentes situaciones operativas.
- Cálculo del NPSH disponible para la selección de bombas.
- Aplicaciones para dar cumplimiento a requerimientos post-Fukushima.

Los resultados obtenidos se presentaron a los grupos de trabajo correspondientes para la toma de decisiones.

04 - 06

MONITORIZACIÓN DEL RENDIMIENTO TÉRMICO DEL SECUNDARIO DE C. N. ASCÓ (BOP)

S. Carrasco
ANAV

En esta ponencia se definen los parámetros y criterios de monitorización relativos al rendimiento térmico del circuito secundario, lo que se conoce como Balance of Plant (BOP), de la C. N. Ascó. El seguimiento del rendimiento del secundario se enfoca dentro del área de ingeniería, como un método para optimizar el rendimiento del ciclo.

Se detallarán los siguientes puntos:

- Programa de monitorización: Selección de equipos que se monitorizarán y definición de los parámetros que deben ser monitorizados.
- Análisis continuo del comportamiento de los equipos.
- Realimentación a los programas de mantenimiento preventivo.
- Realización de informes periódicos.

Los principales resultados que se esperan conseguir a través del programa de seguimiento del rendimiento del secundario, se resumen en:

- Mejora de la fiabilidad y de la seguridad.
- Maximizar la potencia eléctrica generada por la planta.
- Minimizar el calor rechazado al medio ambiente.
- Mantener informada al resto de la organización de forma adecuada.

De los resultados del seguimiento del secundario dependerán posibles acciones correctivas, o propuestas de mejora. Asimismo, el análisis de la evolución de las tendencias de rendimiento de componentes, podrá realimentar el programa de mantenimiento preventivo, al identificarse fallos de componentes y equipos.

Finalmente, se obtendrá un conocimiento detallado de las prestaciones de los equipos, estableciendo valores "baseline" para diferentes parámetros que podrán ser utilizados para diferentes propósitos.

SALA 11 Miércoles 25 - 13:00 a 14:00 h.

05- MANTENIMIENTO (I): GENERADORES DE VAPOR Y SLUDGE LANCING

PRESIDENTE: **Jose M^a Bernaldo de Quirós**
C.N. ALMARAZ

COORDINADOR: **Eduard Llibre**
WESTINGHOUSE

05 - 01

HARD SLUDGE FORMATION IN MODERN STEAM GENERATORS OF NUCLEAR POWER PLANTS – FORMATION, RISKS AND MITIGATION

F. Strohmer
AREVA GmbH

In recent years modern steam generators with triangular pitch tube bundle geometry have experienced damages by hard sludge formation on top of the tube sheet and denting. The effect can lead to a limitation of the modern steam generators' lifetime. The current publication shows reasons for the generation of hard sludge formations. Moreover, it describes the risk arising by hard sludge formation for the concerned steam generators and the mitigation of the problem.

The main factors to contribute to the formation of hard sludge are

- the amount of corrosion product ingress into the steam generators,
- hard sludge formation favouring impurities and
- skipped maintenance application during outages that give the corrosion products time to harden.

The main damaging mechanism of denting that can arise under certain secondary side conditions from hard sludge is explained. For steam generator tube denting aggressive, oxidizing conditions have to be established in crevices beneath the hard sludge piles. Severe dented tubes are sensitive toward outer dimension stress corrosion cracking (ODSCC).

The denting and ODSCC mechanism is explained. Laboratory test results for stress corrosion of different tube materials are presented. In addition, a proactive long-term maintenance strategy to avoid the formation of hard sludge piles will be shown. The strategy is based on a reduction of the corrosion product ingress into the steam generator's secondary side, and on the regular removal of deposits from the tube sheet and from the entire upper bundle area by latest mechanical cleaning methods. For hard deposits – formed either by silicates or long term hardened corrosion products, which, in the past, could not be removed by chemical or mechanical means – a new, simple, mechanical cleaning method is presented. This method can be used during the normal time frame of an outage and allows the restart of the unit with clean steam generator tube sheets. This mitigates the tendency to form hard sludge and denting on the long term.

05 - 02

ESTRATEGIAS Y ACCIONES PARA LA MITIGACIÓN DEL FENÓMENO “DENTING” EN LA PLACA TUBULAR DE GENERADORES DE VAPOR (TTS DENTING) DE LA CENTRAL NUCLEAR DE ASCÓ

J. Español
ANAV

Introducción

Se describen el conjunto de estrategias que se han seguido desde la aparición del fenómeno “TTS denting” en los Generadores de Vapor (GGVV) de la Central Nuclear Ascó I y II influido por la presencia de Lodos duros en la placa tubular de los GGVV, sus resultados y la evolución del fenómeno con relación a las distintas medidas adoptadas.

Alcance

Breve descripción del fenómeno TTS denting y del efecto de los Lodos Duros.

Descripción de las estrategias adoptadas, evaluaciones y estudios realizados:

- Estrategias químicas adoptadas por la Planta: cambio de las Guías Químicas en Operación y Parada del Circuito Secundario, modificación del pH del Circuito Secundario (aumento de Concentración de Amoniaco).
- Sludge Lancing de la Placa Tubular de los GGVV, Sludge Lancing entre tubos (IBL) a 90° y 150° de la Placa Tubular de los GGVV
- Caracterización completa de los Lodos extraídos de los GGVV. así como las acciones futuras:
- Ejecución de una Limpieza Química de la Placa Tubular de los GGVV.
- Colaboración con el CIEMAT en el proyecto MAGNETICS, para determinar causas del endurecimiento de los Lodos en GGVV y la reducción del transporte de hierro a través del Circuito Secundario.

Resultados y Conclusiones

Presentación de los resultados de las distintas evaluaciones realizadas: cantidades de lodos extraídos de los GGVV y su composición, estudio de caracterización completa de Lodos, y posibles causas de su endurecimiento.

Evolución del fenómeno “denting” y de Lodos duros en la Placa Tubular de los GV's, y su relación.

Efecto de las estrategias químicas respecto al transporte de hierro en el agua de alimentación principal.

05 - 03

LIMPIEZA DE LODOS DUROS EN GENERADORES DE VAPOR

J. Stoss, M. Santibáñez Ortiz
AREVA

Uno de los principales problemas que aparecen durante la vida de las plantas nucleares es la perdida de eficiencia de sus generadores de vapor debido, entre otros, al taponado, y por tanto inutilización, de tubos que presentaban indicaciones de posible rotura en el futuro. Los lodos duros generados en el secundario de los generadores y depositados en la placa tubular o en forma de cojinetes alrededor de los tubos son unos de los principales causantes

de este problema, por lo que su eliminación se considera de capital importancia para mantener los generadores de vapor en un estado óptimo durante toda la vida de la planta.

AREVA es consciente de esta problemática global, y por eso ha desarrollado de manera continua desde 1995 un proceso que permitieran la eliminación de dichos lodos duros de una manera eficaz, sin causar daños a los componentes del generador de vapor y adaptable para los distintos modelos de generadores de vapor existentes en el mercado.

Este proceso, conocido como Inner Bundle Lancing, a diferencia de la limpieza estándar de generadores de vapor (Sludge Lancing), aplica el agua a presión directamente a la zona afectada por los lodos duros, a través de una lanza de acero flexible que se introduce entre los tubos (2,8 mm de grosor) mediante un robot manipulador que avanza a través del pasillo en la placa tubular (NTL). Tanto la presión de agua aplicable en la salida de la lanza como el tiempo de aplicación, dependen en función del material de los tubos, y varía entre los 200-220 bar y un máximo de 15 minutos para la aplicación continua en un punto.

Los resultados obtenidos tras la ejecución de este proceso son altamente satisfactorios, dando lugar, junto con la aplicación del habitual Sludge Lancing, a una placa tubular libre de lodos, tanto duros como blandos, teniendo en cuenta la potencialidad de estos últimos a endurecer.

05 - 04

GRUVAL PARA LA INSPECCIÓN ET DE LOS TUBOS DE LOS GENERADORES DE VAPOR

A. García Bueno¹, L. Francia², J. J. Jiménez García³, R. García⁴, M. Castellnou⁵, J. Torrens⁵

¹TECNATOM, ²UNESA, ³CN Almaraz, ⁴CN Trillo, ⁵ANAV

Los generadores de vapor de las centrales nucleares tipo PWR son uno de los componentes más importantes desde el punto de vista de seguridad y disponibilidad de la planta. Los miles de tubos que los forman, de aproximadamente 1 mm de espesor, requieren ser inspeccionados de acuerdo con unos códigos y normas, al objeto de garantizar la integridad del componente durante la operación de la planta. Las centrales nucleares españolas tienen su propio programa de Inspección en Servicio basado de acuerdo con la normativa del Código ASME en su Sección XI. Independientemente de esto, la Metodología Española UNESA CEX-120 para la Cualificación de métodos de Ensayos No Destructivos para inspecciones en servicio, basada en la metodología ENIQ, ha sido aceptada por las Centrales Nucleares Españolas y aprobada por el Consejo de Seguridad Nuclear.

Particularmente este documento está relacionado con el proceso para la cualificación que se ha desarrollado para las inspecciones por corrientes inducidas de los tubos de los Generadores de Vapor (GGV) y pretende proporcionar la información pertinente en relación con la metodología "GRUVAL" aplicada.

En España hay 6 unidades con reactores de agua a presión (PWR) con modelos de GGV, diseño y características de los tubos, como se especifica a continuación:

- Almaraz 1 y 2 y Asco 1 y 2, 3 GGV/unidad, con diseño Siemens/Framatome, modelo "61W/D3", y tubos de 19,05mm x 1,09mm (diámetro exterior x espesor), el material de los mismos es Incoloy 800 Modificado. Estos GGV remplazaron a mediados de los años 90 a los GGV originales.
- Trillo 1 con 3 GGV diseño KWU, modelo "54GT", y tubos de 22,0mm x 1,22mm (diámetro exterior x espesor), el material de los mismos es Incoloy 800 Modificado.
- Vandellós II con 3 GGV diseño Westinghouse, modelo "F", y 17,46mm x 1,02mm (diámetro exterior x espesor) el material de los mismos es Inconel 600 TT.

Para cada uno de los 3 modelos de GV existentes, el programa de cualificación se ha llevado a cabo como se indica a continuación:

1. Especificación de los Objetivos de la Inspección en Servicio (ISI)
2. Informes de los Objetivos de la Cualificación
3. Desarrollo de Procedimientos (Adquisición de datos y Evaluación)
4. Justificaciones Técnicas (Adquisición de datos y Evaluación)
5. Especificación y Fabricación de tubos con defectología
6. Demostraciones Prácticas
7. Informe Final de Cualificación.

05 - 05

SLUDGE LANCING E IBL: RESULTADOS Y EXPERIENCIAS EN LAS CENTRALES ESPAÑOLAS

E. Montoro, S. González, N. Calderón

IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN

Durante el ciclo de operación de las plantas PWR, se generan depósitos de óxidos (lodos) en el circuito secundario por erosión-corrosión, aditivos químicos, etc que se depositan sobre la placa tubular de los GVs, limitando su eficiencia y vida útil.

Para reducirlos, IBERDROLA ING&CONS-SAVAC realizan cada recarga trabajos de limpieza mediante agua a alta presión e inspecciones televisuales entre los tubos del GV.

Tras las limpiezas mediante Sludge Lancing realizadas a 250bar desde el carril central, se identifica una zona de lodos remanentes solidificados sobre la placa tubular. Desde finales de 2010, IBERDROLA ING&CONS-SAVAC ha desarrollado el sistema de Inner Bundle Lancing (IBL), que consiste en disparar localmente un chorro de agua a alta presión >500bar que impacta directamente en las zonas de lodos duros dentro del haz tubular, para desprendélos y romperlos en trozos pequeños que puedan ser extraídos del GV a través de un circuito cerrado de aspiración.

Los trabajos de IBL se han realizado con éxito desde 2010 en 9 ocasiones en CN Almaraz y Ascó, resultando muy efectivos para la reducción de los lodos duros, tanto en altura como en área afectada y para la reducción de partes sueltas (juntas espirométricas, etc) por arrastre y aspiración. La eficiencia de los trabajos se determina mediante inspecciones visuales previa y posterior y el pesaje de los lodos extraídos, que ha aumentado significativamente desde la aplicación de IBL. El sistema permite la toma de muestras de lodos para el estudio de su procedencia.

SALA 3 Miércoles 25 - 13:00 a 14:00 h.

06- ORGANIZACIÓN Y FACTORES HUMANOS (I)

PRESIDENTE: **Diego Encinas**

CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

COORDINADOR: **Juan Diego Quesada**
ENRESA

06 - 01

¿QUÉ TIENEN EN COMÚN LAS INGENIERÍAS DE LAS CENTRALES NUCLEARES ESPAÑOLAS?

M. Rodríguez
CMG Consultores

Se presenta el modelo de gestión de multiproyectos llamado Cadena Crítica que se ha aplicado en los últimos 8 años en todas las Ingenierías de las Centrales Nucleares Españolas.

Se explica las razones de porque se ha mejorado la gestión multiproyectos en las Ingenierías, la aplicabilidad de esas ideas a otros escenarios y la estrategia seguida para convencer a los Ingenieros en este cambio de gestión.

En los últimos años las Ingenierías de las Centrales Nucleares Españolas han remplazado su forma de gestionar trabajos/proyectos por la metodología de gestión de multiproyectos Cadena Crítica, desarrollada por el Doctor Goldratt, consiguiendo unos resultados sobresalientes en la mejora de la calidad y productividad.

La reducción de la multitarea, la sincronización de tareas y recursos sin necesidad de planificaciones detalladas y fijas, la implantación de un sistema de prioridades en tiempo real, con la ayuda del software Concerto, y la toma de decisiones diarias son la base del cambio de gestión que ha generado aumentos en la productividad de entre el 20% y el 50%, abriendo nuevos horizontes de mejora en otro tipo de escenarios como las Recargas.

06 - 02

HERRAMIENTA PARA EVALUACION CUMPLIMIENTO NORMAS Y EXPECTATIVAS EN PREVENCIÓN DE RIESGOS LABORALES POR PARTE DE EECC

A. Durán Pérez, M.A. Gómez Pardo, R. Cao Tejero, J.A. Millán Verdejo, P. Blas Pérez, M. Yepes Trigueros, L. Ornaque Plata, J. Cárdenas

ANAV

Dentro del marco de Una Única Seguridad en ANAV, en nuestro Plan de Actuaciones en Prevención, consideramos imprescindible incluir a los trabajadores de EECC que trabajan por y para ANAV

tanto en el cumplimiento de las normas y expectativas como en la contabilidad de las incidencias.

Se busca estandarizar un sistema de reporte de las desviaciones observadas y una herramienta de medición del grado de cumplimiento, que permita monitorizar la evolución de cada empresa y la efectividad de sus planes de prevención.

Esta herramienta permite identificar mediante un sistema previo de reporte codificado en función de la norma o expectativa incumplida, los comportamientos y desviaciones más recurrentes.

La herramienta establece un Indice de Valoración Global (IVG) que consta de 3 bloques:

1. **IAcc:** Accidentalidad, contempla los accidentes con baja, sin bajas y curas menores, penalizando aquellos que se producen tras no aplicar la Experiencia Operativa Propia (40% del IVG)
2. **IDes:** Desviaciones del cumplimiento de normas y expectativas observadas por parte de PSL, penalizando aquellas que se reportan vía PAC por ser recurrentes o de grado de riesgo importante (50% del IVG)
3. **ISer:** Otros aspectos, documentales, de gestión a valorar por PSL (10% del IVG)

Cada uno se calcula de forma que la excelencia se alcanza cuanto menor es el IVG (0 accidentes y 0 desviaciones), ponderado por el tamaño de la plantilla de cada empresa.

Esta valoración se realiza anualmente, y en recarga.

El resultado de la implantación de la herramienta es la asignación del IVG a cada empresa, permiten apreciar tendencias y establecer planes de mejora.

Fruto de la valoración no es establecer clasificaciones de empresas, sino medir el grado de mejora y eficacia de los planes establecidos por cada empresa consiguiendo entre todos la mejora continua de los comportamientos y condiciones de trabajo.

06 - 03

PERFORMANCE IMPROVEMENT ¿PARA QUÉ ESTE PROCESO Y SU ORGANIZACIÓN EN LAS CENTRALES?

J. L. Santos Barja
TECNATOM

Es cierto que el éxito de las empresas en el mundo actual no es posible sin una mejora continua. ¿Cuál es el éxito de una instalación nuclear? Conseguir una explotación más segura y alta disponibilidad. Falta identificar ahora nuevos medios para avanzar en este camino.

Hasta hoy, las mejoras implantadas se basaban principalmente en la actividad de experiencia operativa; analizar incidentes que nos sucedieron, identificar sus causas de modo reactivo, y poner remedio mediante las acciones correctoras como manera de aprender. Su origen está ya lejano en el tiempo.

¿Qué es el Performance Improvement (PI)? es un modelo de referencia del proceso global para una mejora continua. El cambio perseguido por modelo PI en la central es promover actuaciones proactivas y descentralizadas sin esperar a aprender de los incidentes sucedidos. Este cambio produce inevitablemente un cambio de cultura. Es novedoso en España pero surge en junio de 1997, en USA, promovido por INPO. En las centrales españolas, es un proceso de decisión de la dirección el que permite impulsar la actuación hacia este nuevo estadio del proceso de mejora continua, por el aprendizaje de toda la organización de la central.

¿Qué implica incorporar este cambio en la central? establecer procesos propios nuevos. Estos procesos, asociados al modelo PI, incorporan prácticas de trabajo nuevas o poco practicadas, que afectarán a todas las organizaciones y modificarán los comporta-

mientos de las personas. Contribuirán progresivamente al éxito tras su implantación, al avivar la cultura constructiva en la central. Requiere del esfuerzo inicial de los líderes de las organizaciones, quienes deberán incorporar estos procesos y superar su propia resistencia al cambio, presente en cualquier clase de organización.

Los procesos de PI nuevos, por su fuerte componente transversal, requieren de una organización específica que los defina, coordine, impulse, monitorice, actualice y preste soporte para su implantación.

06 - 04

MOTIVOS Y MOTIVACIÓN EN C.N. SANTA MARÍA DE GAROÑA

E. Obeso, A. Toca, A. Azcárate

NUCLENOR

La motivación es un impulso, un deseo, una necesidad que guía nuestra conducta. Cabe distinguir al menos cuatro aspectos de la motivación: activación, persistencia, direcciónabilidad y contenido.

La central nuclear de Santa María de Garoña, ha analizado y aplicado durante los últimos años una serie de modelos y teorías motivacionales para afrontar la sucesión de diversos acontecimientos.

En este análisis, se descartaron algunas teorías clásicas de la psicología, como la teoría sobre las necesidades humanas de Maslow y se consideraron otras teorías y modelos más idóneos como la teoría bifactorial de Herzberg, las fases de duelo o la motivación social de Veroff y McClintock.

El concepto de "no satisfacción" de Herzberg permite identificar acciones encaminadas a la motivación en períodos largos de tiempo mediante la eliminación de esas "no satisfacciones". El análisis de los hallazgos y sugerencias reportados por el personal, al programa de acciones correctivas, es una fuente de información importante para la identificación de acciones motivantes.

Ante un hecho emocional impactante, las distintas fases del duelo permiten relacionar los hechos, las emociones, las percepciones y las pautas de tal forma que se identifiquen acciones que permitan superar esas fases y aceptar con optimismo la nueva situación.

Los motivos individuales de Veroff y McClintock reflejados en experiencias, necesidades, expectativas y objetivos personales, aún dentro de unos valores compartidos por la organización, han servido para desarrollar una respuesta individualizada en el escenario del posible cese de explotación.

En este periodo la motivación ha ido adquiriendo un creciente protagonismo en la organización con diferentes estados, pero siempre con un nivel suficiente para cumplir con las exigencias de seguridad establecidas.

El valor añadido de estos análisis nos ha permitido realizar propuestas encaminadas a mejorar la comunicación, reforzar la unidad de acción, seguir fomentando las supervisiones de trabajos, aprender de los especialistas en la gestión de la incertidumbre y sobre todo valorar la profesionalidad de todo el equipo de trabajo.

06 - 05

INGENIERÍA DE FACTORES HUMANOS EN EL PROYECTO ATI DE C.N. ASCÓ

G. Falcone¹, Á. Fernández Romero²

¹ANAV, ²TECNATOM

El combustible gastado generado en la explotación de la C.N. Ascó se ha ido almacenando bajo agua, en las piscinas de combustible gastado situadas en los edificios de combustible. Las piscinas se encuentran próximas a la saturación, en vista de lo cual, se ha determinado la construcción de una instalación para el almacenamiento temporal en seco del combustible gastado (ATI). En este marco, los trabajos de Ingeniería de Factores Humanos (IFH) desarrollados proporcionan una garantía razonable de que el proyecto es compatible con los atributos físicos y cognitivos del personal que lo opera y mantiene.

De acuerdo con las recomendaciones del capítulo 18 del NUREG-0800 "Standard Review Plan", y del NUREG-0711 "Human Factors Engineering Program Review Model", se ha definido un programa de IFH, se ha analizado la experiencia operativa, se han identificado las funciones de seguridad y evaluado los requisitos funcionales de sus tareas asociadas, se han revisado los procedimientos y el programa de entrenamiento, y se ha realizado la verificación y validación durante las pruebas en frío.

El trabajo llevado a cabo permite concluir que el proyecto ATI de C.N. Ascó incorpora en su diseño los aspectos más importantes desde el punto de vista de IFH, extraídos tanto de la regulación, como de la evaluación del "estado del arte" y la experiencia operativa aplicable.

El análisis de tareas relacionadas con las funciones de seguridad requeridas, así como el proceso de verificación y validación aseguran, con garantía razonable, que la interfaz-hombre sistema es adecuada y que el personal encargado de realizar las operaciones requeridas es capaz de hacerlo de forma segura. Dicho personal tiene la cualificación necesaria y sus responsabilidades están claramente definidas. Además, se comprueba que los nuevos procedimientos elaborados y el plan de entrenamiento específico previsto tienen en cuenta todos los aspectos anteriores con el fin de evitar o minimizar posibles errores humanos.

SALA 8 Miércoles 25 - 13:00 a 14:00 h.

07- PROTECCIÓN RADIOLÓGICA Y MEDIOAMBIENTAL (I)

PRESIDENTE: Alicia González Fernández-Conde
IBERDROLA INGENIERÍA

COORDINADOR: Manel Tarés
AN ASCÓ-VANDELLÓS II

07 - 01

SISTEMA DE ANÁLISIS ESPECTROMÉTRICO DE LOS EQUIPOS DE LAS ESTACIONES DE LA RED DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA DE CATALUÑA

A. de Blas¹, A. Riego¹, E. Batalla², C. Tapia¹, R. García¹, J. Sánchez³, J. Tora¹

¹UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE CATALUÑA.

²Servei de Coordinació d'Activitats Radioactives (SCAR). Generalitat de Catalunya.

³RADITEL SERVEIS

El sistema de análisis presentado forma parte del proyecto de mejora de la Red de Vigilancia Radiológica de Catalunya. Este sistema se instala en las estaciones de dicha red para facilitar el análisis espectral, permitiendo determinar la actividad gamma en agua de río, en aerosoles capturados en un filtro de aire y la identificación de emisores en el caso de detector directo.

El objetivo es el desarrollo de un sistema dedicado al análisis de espectros para el control de la radiación ambiental. El sistema puede ser aplicado a las diferentes configuraciones de los equipos y adaptado a las condiciones en que se hace la detección, sea en río, de aerosoles en filtro de aire o directo. El software se integra en la Red de Vigilancia Radiológica analiza el espectro generando un informe con los isótopos identificados.

El sistema de análisis recibe los espectros tomados por las diversas estaciones de la Red, busca los picos de plena energía del espectro, determina su área neta e identifica los emisores gamma presentes. Para cada emisor determina la actividad por isótopo identificado en función del equipo que le envía el espectro.

Previamente a ello el programa realiza la calibración en energía para cada equipo de forma automática a partir de los espectros de calibración realizados por el operario.

La determinación de la función de calibración en eficiencia para determinar la actividad se ha calculado mediante una simulación de los equipos de las estaciones de río y de aerosoles en filtro de aire, mediante el método de Monte Carlo con el código MCNPX.

07 - 02

PROGRAMA DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA AMBIENTAL DE UNA INSTALACIÓN NUCLEAR EN LATENCIA

M^a T. Ortiz¹, A. Garcia¹, F. Garcia¹, P. Belinchón²

¹ENRESA, ²AdQ

La central Nuclear de Vandellós 1 situada en la provincia de Tarragona fue desmantelada hasta el nivel 2, tal y como lo define el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), desde febrero de 1998 hasta junio de 2003. Este nivel implica que queda material radiactivo en el interior de la instalación. La denominada fase de latencia, como tal, se inició con la autorización del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio de 17 de enero de 2005.

Durante el desmantelamiento de la instalación se llevó a cabo un Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA) que era una continuación del que estuvo implantado durante la etapa operativa aunque adaptado a la nueva situación. De este modo se modificaron los radionucleidos a determinar teniendo en cuenta el tiempo transcurrido desde su parada y los nuevos que podría aparecer como consecuencia de los trabajos de corte y desmontaje de equipos y sistemas, fundamentalmente los emisores alfa.

Una vez se finalizó el desmantelamiento se diseñó un PVRA para la fase de latencia que contempla los radionucleidos y caminos de exposición que se mantienen en esta fase. En este trabajo se presenta este PVRA, describiéndose el tipo de muestras y análisis que se realizan junto con los resultados obtenidos y su comparación con los resultado de la etapa de desmantelamiento.

07 - 03

CALIBRACIÓN Y ESTUDIO DE LAS CAPACIDADES DE MEDIDA DE LOS EQUIPOS DE ESPECTROMETRÍA GAMMA EN TIEMPO REAL DESARROLLADOS PARA LA RENOVACIÓN DE LA RED DE ESTACIONES AUTOMÁTICAS DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA AMBIENTAL DE LA GENERALITAT DE CATALUÑA

R. Casanovas, E. Prieto, M. Salvadó

UNIVERSIDAD ROVIRA I VIRGILI

El Tratado Euratom requiere a los Estados Miembros el establecimiento de sistemas de medida en continuo de los niveles de radiactividad. Con este fin, la Generalitat de Cataluña dispone de una Red de Estaciones Automáticas de vigilancia radiológica ambiental (REA). Un estudio previo sobre las capacidades de la REA manifestó la necesidad de disponer de más información radiológica en tiempo real. Así, se identificó como solución la instalación de equipos automáticos de medida en tiempo real mediante espectrometría gamma.

Los equipos de espectrometría gamma que se han implementado, y que actualmente se encuentran funcionando en campo, se basan en el uso de cristales de centelleo de NaI(Tl) o de LaBr₃(Ce). Así, existen actualmente 3 modalidades de equipos (con distintas configuraciones de cristales), que comprenden monitores de la radiactividad en agua, de aerosoles sobre filtro de papel y de medida directa mediante dos detectores de centelleo.

En este trabajo, se describen las características básicas del funcionamiento y operatividad de los distintos equipos espectrométricos. Además, se describen los detalles asociados a las calibraciones

en energía, resolución y eficiencia; y a los distintos métodos empleados para garantizar la estabilidad de los espectros frente a variaciones de temperatura. Para realizar la calibración completa de los equipos, se han combinado medidas experimentales (obtenidas con fuentes certificadas de ^{241}Am , ^{133}Ba , ^{137}Cs , ^{60}Co y ^{152}Eu) con simulaciones por el método de Monte Carlo (realizadas mediante el paquete de subrutinas EGS5). Finalmente, en este estudio se determinan las capacidades de medida de los distintos equipos y se detallan las concentraciones de actividad mínimas detectables para algunos isótopos de interés.

07 - 04

ADAPTACIÓN DE LA INSTRUMENTACIÓN DE VIGILANCIA DEL VERTIDO GENERAL DE LA CN TRILLO, Y ACCESO ON-LINE A LOS DATOS

R. Caler Rubio¹, N. Escribano Blanco²

¹ EMPRESARIOS AGRUPADOS

² CN TRILLO

La función del Sistema de Agua Residuales y Vertidos (UM-3) es recoger y conducir al río Tajo las diferentes aguas residuales de la Central, así como la dilución de vertidos radioactivos líquidos. A fin de cumplir con las condiciones exigidas por la comisaría de aguas (Confederación Hidrográfica del Tajo), en cuanto a las condiciones químicas del agua vertida al río, se hace necesario vigilar las características químicas de las aguas de vertidos, para lo cual se usa el sistema de Toma de Muestras Convencionales (RV).

El objeto de éste trabajo es cumplir con lo requerido por la Confederación Hidrográfica del Tajo en la revisión de la autorización de vertido CHT-ATT-000045, mediante la instalación de nuevos analizadores de parámetros fisicoquímicos en el canal de descarga de vertidos de la Central, y la implantación de un sistema de acceso en tiempo real a estos datos. Para el cumplimiento con lo requerido, ha sido necesario instalar dos nuevos analizadores y realizar una nueva infraestructura de acceso en tiempor real a los datos del vertido general.

La vigilancia del cumplimiento de los nuevos requerimientos en los vertidos de la Central impuestos por la Confederación Hidrográfica del Tajo, se está llevando a cabo con la instalación de dos nuevos analizadores, uno de conductividad y otro de

Hidrocarburos Totales; así como con los analizadores existentes. Además, la Confederación Hidrográfica puede acceder en tiempo real, vía internet, a las medidas de vertidos. Para el acceso a los datos de vertidos en tiempo real, ha sido necesario integrar en el Ordenador de Proceso de la central (PRA) todas las señales de los analizadores de los bastidores del canal vertidos (RV70G006 y RV70G007) situados en la caseta del Pozo Parshall, y guardar sus lecturas en un fichero de texto que se actualiza cada minuto. Para garantizar la seguridad de los datos/información de la Central se ha establecido como medida de Ciberseguridad la instalación de un Datadiode, al cual accede la Confederación Hidrográfica del Tajo mediante una dirección de acceso (dirección IP fija), un usuario y password.

07 - 05

DIEZ AÑOS DE MEJILLÓN CEBRA EN CN ASCÓ. SITUACIÓN ACTUAL

A. Bertran Grau, L. Munté Clúa, X. Medrano Balcells,
J.L. Esparza Martín.

ANAV

El mejillón cebra (*Dreissena polymorpha*) es una especie de molusco bivalvo de la familia de los dreisénidos. Procede de la zona oriental del mediterráneo, al SE de Rusia, particularmente de las cuencas del mar de Aral, Negro y Caspio.

En la C.N. de Ascó, durante la primavera del 2002, se detectaron las primeras fijaciones de mejillón cebra en diversas estructuras y sistemas de la central. Dichas fijaciones se observaron en zonas de baja velocidad del agua

Desde 2002 la C.N. Ascó erradica cíclicamente la colonización del mejillón cebra de los sistemas refrigerados por agua del río mediante tratamientos térmicos. Estos tratamientos han resultado ser muy efectivos a corto plazo para combatir al mejillón cebra pero consecuentemente se han producido descensos importantes de productividad de la planta y en consecuencia pérdidas económicas.

En este estudio se analiza el comportamiento del mejillón cebra en los diferentes sistemas de la central, las pérdidas de potencia motivadas por el tratamiento y la situación actual tras más de 10 años de presencia del mejillón en el río Ebro.

SALAS 9-10 Miércoles 25 - 15:30 a 17:30 h.

08- COMBUSTIBLE (I)

PRESIDENTE: Juan José Serna
ENUSA

COORDINADORA: Sandra Rodríguez
AN ASCÓ-VANDELLÓS II

08 - 02

ANÁLISIS DEL COMPORTAMIENTO DEL FLUJO DE REFRIGERANTE A TRAVÉS DEL CABEZAL INFERIOR Y EL IMPACTO DE LA SUPRESIÓN DE LOS TALADROS EN EL FALDÓN LATERAL DEL MAEF-2012 CON EL CÓDIGO CFD STAR-CCM+.

J. Barrera Matilla, J. Hernández Gómez.
ENUSA INDUSTRIAS AVANZADAS S.A.

Con el objetivo de mejorar la resistencia mecánica del cabezal inferior de los elementos combustibles PWR se agrandó el faldón lateral, incluyendo 20 orificios con la función de reducir resistencias laterales en el flujo de refrigerante entre elementos de combustible con y sin faldón. Tras varios años de experiencia operativa, en el cabezal del MAEF-2012 han sido suprimidos estos taladros para aumentar la capacidad de filtrado de partículas sueltas y se han modificado los taladros de la placa base.

El alcance de este trabajo consiste en el estudio de distintos pares de cabezales inferiores con un código fluido-dinámico de detalle como el STAR-CCM+, para identificar y estudiar consecuencias de estos cambios en la distribución de caudales y variación en la caída de presión del fluido a su paso por los mismos, así como comprobar la ausencia de impacto desde el punto de vista de la seguridad.

Se agrupan los cabezales de dos en dos en función de la geometría del faldón (tipo OFA, MAEF-2007 y MAEF-2012) y de dos configuraciones de los taladros de flujo de la placa (MAEF-2007 y MAEF-2012). Se simulan condiciones de operación normal (temperatura, caudal y presión) de un reactor PWR tipo Westinghouse de tres lazos. Tras alcanzar un estado estacionario, se mide el caudal relativo por cada cabezal, el caudal por el espacio inter-cabezales y la caída de presión en distintas secciones horizontales.

Los resultados obtenidos reflejan que la eliminación de los taladros laterales, mejoran sensiblemente la capacidad de retención de partículas sueltas en los cabezales inferiores al reducirse el caudal por la zona inter-cabezales. Por otro lado, la diferente resistencia hidráulica entre los cabezales MAEF-2007 y MAEF-2012 se traduce en pequeñas asimetrías de caudal a su paso por la placa base, redistribuyéndose uniformemente antes de alcanzar la zona activa del núcleo, con un impacto aparentemente despreciable desde el punto de vista de la seguridad.

08 - 01

MODELIZACIÓN CON ELEMENTOS FINITOS DEL RESORTE DEL CABEZAL SUPERIOR

J. Muñoz Cardador, A. Cerracín Arranz
ENUSA INDUSTRIAS AVANZADAS S.A.

Un criterio clave en el diseño del conjunto combustible nuclear PWR consiste en evitar su despegue de la placa inferior del núcleo como consecuencia del empuje de las fuerzas hidráulicas. Esto se consigue imponiendo un valor mínimo de la fuerza del resorte del cabezal superior. En la metodología actual, se cuenta con estimaciones analíticas para el prediseño del resorte, aunque es necesaria una curva carga-deflexión obtenida mediante ensayos experimentales para su diseño definitivo.

El objetivo de este trabajo es el desarrollo de un modelo de elementos finitos del resorte del cabezal superior para que pueda ser utilizado como herramienta en el diseño del mismo. Para tal finalidad, se simula el comportamiento a compresión del resorte del cabezal integrado 17x17 mediante un modelo numérico y se valida con resultados experimentales obtenidos en ensayos realizados por ENUSA.

Se ha desarrollado un modelo de elementos finitos que reproduce con suficiente precisión el comportamiento mecánico a compresión del resorte ensayado del cabezal superior para valores normales de deformación durante operación. Así mismo, se ha estudiado la sensibilidad de las curvas de carga y descarga empleadas en el diseño y del estado tensional del resorte, respecto de los diferentes factores que las determinan: características del material, geometría, temperatura, condiciones de contorno y fricción entre láminas del resorte y con la placa superior del núcleo. Por tanto, como resultado del trabajo se dispone de un modelo numérico que constituye una herramienta de diseño del resorte del cabezal superior cuyo uso puede extenderse tanto para la evaluación de diseños actuales como para evaluación de modificaciones que puedan introducirse.

08 - 03

ESTUDIO DE UN SISTEMA OUT-CORE PARA LA CARACTERIZACIÓN DE ELEMENTOS DE COMBUSTIBLE DURANTE LAS OPERACIONES DE RECARGA DE UNA CENTRAL NUCLEAR PWR

M. Fabbri¹, A. De Blas², C. Tápia²
¹IDOM, ²UPC

Hoy día la caracterización del combustible se hace indirectamente con códigos nodales a partir de medidas del flujo de neutrones obtenidas en varias posiciones radiales y axiales del núcleo. Considerando la presencia de elementos que distorsionan el flujo neutrónico, e.g. *spacing grid*, la posibilidad de fallo de las cámaras de fisión y que solo un tercio del reactor está instrumentado, este valor puede contener un error no despreciable según lo documentado por la NRC.

Por esta razón, este sistema de instrumentación *out-core*, el cual ha sido diseñado en el marco de un proyecto final de carrera, quiere apoyar la metodología *in-core* cuando sea pedido desde la sala de control. Para este estudio inicial se han utilizado como *input* las características de una central PWR y una base de datos de combustible gastado proporcionada desde el Departamento Física Nuclear e Ingeniería de la UPC con la colaboración de IDOM Nuclear Services.

El posicionamiento de la instrumentación en el canal de trasferencia permite determinar parámetros como *burn-up* medio y perfil, material fisil, isótopos del Plutonio, sin modificar mínimamente el recorrido habitual del combustible en la recarga y ni de manera significativa el tiempo necesario. El empleo de detectores comerciales, BF₃ y LaBr₃, y de video-controles permite asociar los parámetros únicamente a cada elemento de combustible así como disminuir la fallo en el posicionamiento en el reactor y en la piscina, la optimización del uso del material fisil, manteniendo al mismo tiempo el proyecto económicamente viable. La utilización de software como MCNPX and ORIGEN-S ha sido necesaria para la caracterización del combustible y para determinar la respuesta de los detectores en función de varios parámetros. De todas maneras, aunque el sistema ha sido validado conceptualmente, ulteriores estudios son necesarios para el desarrollo del software, del procedimiento y del entrenamiento de los trabajadores.

08 - 04

OSCAAR: UNDERWATER TOOL FOR FUEL ASSEMBLIES GAP MEASUREMENT AND CORE MAPPING AFTER CORE RELOAD

G. Voutay
AREVA NP

Several events of fuel assemblies (FA) hung up to reactor upper internals have been encountered since 1998. The root cause analysis pointed out that this may happen if some FAs are not sufficiently aligned on the centering pins fitted of the reactor upper internals, therefore leading to pin jamming in the S hole of the FA. To anticipate such issue, AREVA has developed OSCAAR a measurement system that can determine the absolute (x;y) position of S holes for each FA after reloading, before reinstalling the upper internals on the core.

OSCAAR is a tool that allows performing all the inspections required on the core after reloading in one single run. This includes checking the cleanliness of the fuel core upper surface, the physical inventory of the core, and the core mapping in absolute coordinates.

In broad outlines, OSCAAR includes a multiple camera equipment handled with the fuel handling machine. Pictures are taken of each FA. Pictures are then processed with dedicated software. This software includes a specific algorithm that will calculate each FA coordinates after synchronisation of all pictures, using a pattern recognition process.

From the flooding of the equipment in the reactor pool to the issuance of the inspection report (core mapping, pictures of each FA, compliance of coordinates), the full operation can be performed in less than 4 hours. Measurement accuracy of each FA absolute coordinates is below 1mm, value which is required for a reliable assessment of jamming risk between pins and fuel assemblies.

The development of the prototype and processing software is completed. It has first been tested on a full core mock-up. OSCAAR has now been successfully qualified on real conditions through a first test at Blayais plant in 2012 and a full operation at Bugey plant in May 2013.

08 - 05

HERRAMIENTA EVACOM: APLICACIONES EN EL DISEÑO NUCLEAR DE C. N. TRILLO

L. Encinas¹, J. Antonio Bermejo¹, A. Ortego²

¹IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN, ²CNAT

EVACOM (Evaluación de Combustible) es una herramienta de gestión de combustible que permite realizar cálculos de diseño nuclear tanto a corto como a largo plazo.

Entre sus aplicaciones más destacadas, cabe reseñar la evaluación de los diseños del suministrador, análisis de esquemas alternativos, comparación entre diferentes estrategias de gestión del combustible, así como el seguimiento detallado de la historia de operación de los elementos durante su irradiación en la central.

En esta ponencia se mostrarán las aplicaciones más relevantes realizadas mediante la herramienta EVACOM, aplicadas al diseño nuclear de C.N. Trillo.

Fue diseñada inicialmente para C.N. Cofrentes, ha sido adaptada por Iberdrola Ingeniería y Construcción para el caso de C.N. Almaraz y posteriormente para C.N.Trillo. Está basada en el sistema de códigos neutrónicos de Studsvik CASMO-4 / SIMULATE-3, con los que Iberdrola licencia el diseño de las recargas de C.N. Cofrentes.

El departamento de combustible de CNAT, en colaboración con Iberdrola Ingeniería y Construcción, realiza diferentes cálculos con esta herramienta con el objeto de dar soporte a todo el proceso de gestión de combustible. Se mostrarán en la presentación ejemplos de aplicaciones concretas, como la simulación de un esquema de recarga de manera gráfica sencilla, lo que permite analizar y comparar fácilmente distintas alternativas. En cuanto al largo plazo, destaca la elaboración de "estudios multiciclos", en base a los cuales se analiza la viabilidad de las estrategias de gestión propuestas, se hacen previsiones a largo plazo (necesidades de uranio, quemados de descarga...) que sirven de input para la elaboración de los presupuestos de combustible y el cálculo de costes. Se pondrá énfasis durante la presentación en la versatilidad de la herramienta, facilidad de uso, y su probada experiencia en las aplicaciones desarrolladas tanto para C.N. Trillo como para C.N. Almaraz y C.N. Cofrentes.

08 - 06

ANÁLISIS MULTICICLO PARA LA REDUCCIÓN DE LA LONGITUD DEL CICLO EN C.N. COFRENTES

A. Galicia Saavedra, A. Molina Guerrero
IBERDROLA GENERACIÓN NUCLEAR

El objetivo de esta ponencia es presentar el estudio realizado para reducir la longitud del ciclo de C.N. Cofrentes de 24 a 18 meses desde el punto de vista nuclear y utilizando los códigos de optimización tanto para el diseño del núcleo como para ciclos de equilibrio. Es un estudio que no se ha realizado previamente y que cobra relevancia en el marco económico actual, a la vez que abre la posibilidad de operar con distintas longitudes.

El alcance del trabajo consiste en diseñar 3 ciclos de transición y 1 de equilibrio hasta llegar a los 18 meses utilizando los códigos FINELoad-3 y EQLOAD, básicamente reduciendo el número de elementos frescos de cada ciclo. El trabajo es complejo dado que depende de muchos factores y tendrá como objetivo establecer un procedimiento aplicable dentro de nuestra

metodología GIRALDA para el caso de que sea necesaria su utilización.

Se presenta los resultados obtenidos para un ciclo de equilibrio realizado con EQLOAD, que es capaz de obtener un ciclo de equilibrio de 18 meses partiendo del ciclo actual, optimizando el mapa de carga mediante métodos heurísticos y proporcionando más de un ciclo optimizado entre los cuales el usuario elegirá el que más le convenga en función de sus criterios de diseño. Después se establece la estrategia de transición de 24 a 18 meses en 3 ciclos intermedios de 22, 20 y 18 meses, para acomodar el número de elementos frescos a las distintas longitudes de ciclo, cumpliendo con nuestros criterios de diseño, tanto desde el punto de vista de la seguridad como de fiabilidad del combustible.

La realización de este estudio pone de manifiesto la necesidad de hacer elementos ad hoc y la relevancia del quemado de los elementos que se quedan en el núcleo para el siguiente ciclo. Es posible plantear más conclusiones a medida que avance el estudio.

Los resultados (desde el punto de vista nuclear) muestran que se puede reducir significativamente el número de elementos frescos hasta más de 40, dependiendo del enriquecimiento, se reduce el coste del kWh nuclear y se mejora el quemado de descarga.

08 - 07

AREVA ADVANCED CRUD MANAGEMENT TOOLS AND CAPABILITIES

I. Morlaes, L. Lamanna, M. Pop, J. Langenberger,
P. Mollard

AREVA

CRUD deposition on Fuel is a well known and spread phenomenon that can lead to Crud Induced Power Shift (CIPS) and Crud Induced Local Corrosion (CILC). It potentially impacts the reliability of the Fuel in the core and also contributes to overall dose in the plant. Many factors can influence CRUD deposition but water chemistry conditions play a key role. In such a context, the nuclear industry for years has developed models, tools and strategies to mitigate CRUD build-up in reactors.

AREVA has developed advanced tools and methodologies to support:

- CRUD understanding and prediction on one hand, in order to accurately assess the associated risks,
- CRUD mitigation or cleaning on the other hand, in order to suppress or reduce the phenomenon in the reactor.

In particular, AREVA has a Fuel CRUD analysis methodology for PWR and BWR. It calls for a four level tools to be deployed, function of the complexity of the case to be analyzed. The particularity of CRUD assessment model developed by AREVA to support these analyses is to take into account local T/H and chemistry conditions and more effectively predict localized limiting factors.

The analysis and characterization of CRUD is another crucial step of the global CRUD assessment of one reactor. It allows estimating localized crud conditions, benchmarking the CRUD situation to other plants, and proposing plant chemistry improvements. AREVA has developed performing sampling tools that can be deployed in both PWR and BWR plants. AREVA can also perform the chemical and radiochemical analysis in its own laboratories in both the USA and Europe.

The paper will present the full AREVA range of tools and offered services and elaborate more particularly on experience feedback with the CRUD analysis methodology and the CRUD sampling / characterization tool gained both in the USA and in Europe.

08 - 08

CAPACIDADES DE LOS EQUIPOS FAMILIA SICOM PARA INSPECCIONAR ELEMENTOS COMBUSTIBLE

A. Sola Arévalo¹, A. Sanchez Siguero², P. Alvarez González²,
A. García Bueno¹

¹TECNATOM, ²AREVA

Para controlar el estado en el que se encuentran los elementos de combustible (EE.CC.) después de haber estado operando en el núcleo de las centrales nucleares (CC.NN.), se han venido realizando inspecciones que han servido de soporte para configurar los núcleos en los ciclos de operación, y como referencia para realizar diversos estudios de ingeniería con el objetivo de optimizar el comportamiento durante la operación de los EE.CC.

Desde mediados de los años 90 Enusa y Tecnatom vienen colaborando en la realización de inspecciones de EE.CC, al principio sólo con un único equipo llamado SICOM 1, con capacidad para medir dimensionalmente (LVDT's + VT) los EE.CC. y con capacidad para medir capas de óxido de las varillas de la periferia de los EE.CC.

Posteriormente, los requisitos específicos de inspección y la necesidad de simplificar los sistemas, han impulsado nuevos desarrollos. De esta manera en la actualidad la familia SICOM está compuesta de los siguientes equipos:

En explotación comercial:

SICOM COR. Medidas de capa de óxido de varillas periféricas por ET y VT de los EE.CC.

SICOM DIM. Medidas dimensionales de los EE.CC. con tecnología LVDT's

SICOM ROD. Medidas de capas de óxido y desgastes en barras (ET), diámetros (LVDT's) de EE.CC.

SICOM LIM. Limpieza de depósitos de EE.CC.

En proceso de validación:

SICOM UT. Detección por UT de barras fugadas.

SICOM LEN. Medidas por visión artificial de la longitud de las barras de los EE.CC. Pendiente de desarrollo para barras de EE.CC. BWR.

En fase de desarrollo y fabricación:

Equipos Sipping ON LINE y Sipping IN CAN. Detección de fugas por análisis de gases.

En fase de proyecto:

Equipos para medir óxido en canales y barras periféricas de EE.CC. de CC.NN. BWR.

08 - 09

DESARROLLO DE UN SISTEMA DE CONTROL ACTUALIZADO PARA UNA HERRAMIENTA DE MANEJO DE BARRAS COMBUSTIBLE

R. Villanueva, A. Sánchez
ENUSA/ENUSA-ENWESA A.I.E

Con el objetivo de mejorar la seguridad y la calidad de las operaciones de extracción e inserción de barras combustibles que se realizan durante la reparación y/o inspección de elementos combustibles PWR en central, ENUSA-ENWESA AIE (empresa subsidiaria de ENUSA Industrias Avanzadas, ENWESA, y Westinghouse Technology Services) ha abordado el desarrollo de un sistema de control avanzado de la herramienta de manejo de barras combustibles (FRHT).

Las operaciones de inserción y extracción de barras combustible en el elemento combustible se deben realizar controlando las fuerzas aplicadas para garantizar la integridad de las barras com-

bustibles y de los muelles y resortes de las rejillas de los elementos combustibles. Con el nuevo sistema de control de la FRHT es posible controlar y registrar en un fichero las fuerzas aplicadas durante todo el proceso, así como conocer en cada instante la velocidad de avance de la herramienta y posición de la barra.

La herramienta FRHT está formada por una parte mecánica y un sistema de control.

La parte mecánica dispone de un conjunto superior, constituido por una estructura con un motor eléctrico, por el interior de la estructura y por medio de una cadena se desliza el cilindro neumático con un sistema de ruedas que lo guían en todo en todo su recorrido. El émbolo del cilindro está prolongado por un tubo externo, dentro del cual se encuentra un eje que en su extremo inferior tiene fijadas las pinzas de enganche de la barra combustible. El conjunto inferior está formado por un tubo que se conecta a la parte superior por medio de una brida atornillada, que permite proteger a la barra y a las pinzas de enganche durante todo su recorrido.

El sistema de control regula el suministro de aire para accionar el émbolo del cilindro que controla el enganche/desenganche de las pinzas que sujetan las barras. Este sistema de control también regula el funcionamiento del motor de avance que permite subir y bajar las pinzas de enganche,

El desarrollo del nuevo sistema de control se ha realizado en las siguientes fases

1. Especificación de requisitos: Definición de parámetros de control y seguimiento: Fuerza aplicada/par, velocidad, posición así como de los límites de fuerzas de extracción e inserción establecidos, tipo de operación...
2. Desarrollo de la aplicación, diseño de nueva maleta de control con pantalla de video para seguimiento de la operación. Integración del sistema de control en la parte mecánica de la herramienta
3. Pruebas de validación. Verificación de los requisitos de la especificación y simulación del proceso en un dummy de elemento combustible.

08 - 10

SIMULACIÓN DE FLUCTUACIONES DE TEMPERATURA Y CAUDAL A LA ENTRADA DEL NÚCLEO DE C.N. TRILLO

J.A. Bermejo¹, A. Lopez¹, A. Ortego²

¹IBERDROLA INGENIERÍA , ²CNAT

Una de las líneas de trabajo del programa de I+D iniciado en CNAT, para investigar las causas del aumento del nivel de ruido neutrónico en C.N. Trillo, es la simulación de fluctuaciones termohidráulicas a la entrada del núcleo con códigos neutrónicos con capacidad de simulación de transitorios. En la ponencia se resume el estado de esta línea de trabajo y se presentan algunos de los principales resultados obtenidos hasta el momento.

Las fluctuaciones analizadas consisten en oscilaciones sinusoidales del caudal y la temperatura a la entrada del núcleo, e incluyen análisis de sensibilidad a las variaciones en las amplitudes y frecuencias que definen dichas oscilaciones.

Se ha observado que la respuesta de los modelos ante este tipo de simulaciones es mayor a bajas frecuencias. Para una misma amplitud de la fluctuación (ya sea de caudal o de temperatura) la respuesta de los modelos es más intensa en la zona de frecuencias alrededor de 0.3Hz, que es donde tiene lugar la mayor parte del ruido neutrónico de C.N. Trillo.

Con el fin de alcanzar una mejor comprensión de algunos de los resultados obtenidos se ha desarrollado un modelo simplificado en MATLAB y se han comparado sus resultados con los de SIMULATE-3K en las situaciones en las que ambos modelos son compatibles.

SALAS 4-5 Miércoles 25 - 15:30 a 17:30 h.

09- FUSIÓN (II): ITER

PRESIDENTE: **Jesús Soriano**

EMPRESARIOS AGRUPADOS

COORDINADOR: **Jesús Izquierdo**

FUSION FOR ENERGY (F4E)

09 - 01

FUSION FOR ENERGY A ESPAÑA: OPORTUNIDADES ÚNICAS EN EL ÁMBITO DE LA FUSIÓN NUCLEAR

G. Domakowski

FUNDACIÓ B_TEC

La Fundación b_TEC lidera el diseño, la organización y la gestión del nuevo Campus Diagonal-Besòs situado en Barcelona y que actualmente está en construcción. Lo hace implicando en ello a las administraciones, las universidades y el mundo empresarial. La sede de la Agencia Europea de Fusión, que es la responsable de la aportación europea del ITER, Fusion for Energy (F4E) forma parte del Campus y es la pieza clave para desarrollar actividades de investigación y de emprendeduría en el futuro próximo.

La presencia de F4E en nuestro país, que cuenta con un presupuesto de más de 7.000 millones de euros y más de 400 trabajadores está creando un pool importante de actividad industrial, de innovación y de spin-offs en el ámbito de la fusión nuclear. La industria española obtuvo en 2012 excelentes resultados en el ITER y es actualmente tercero en retorno industrial con aproximadamente 400 millones de euros en contratos obtenidos. La Fundació b_TEC trabaja para mantener este nivel, y si es posible, aumentarlo y crear al mismo tiempo un entorno óptimo para el desarrollo industrial.

El proyecto ITER es el segundo proyecto científico más importante a nivel mundial en inversión, después de la estación internacional espacial, y es el primero en número de países que están implicados: Unión Europea, Japón, Estados Unidos, Corea del Sur, Rusia, China e India.

F4E tiene un presupuesto de inversión de unos 200 millones de euros anuales y su presencia en España está garantizada durante 35 años. En un contexto de moratoria nuclear y baja actividad económica, presenta una gran oportunidad para muchas empresas del sector nuclear. Aun así, muchas empresas todavía no conocen este proyecto ni la ocasión única que representa para ellas.

La fundación pública b_TEC continuará dando soporte para aumentar el retorno industrial y quiere que las empresas conozcan de primera mano la oportunidad que conlleva la presencia de F4E y la manera de como colaborar con esta agencia europea.

09 - 02

FUSION FROM THE ELECTRIC UTILITIES PERSPECTIVE: FUSION INNOVATION INDUSTRY FORUM

J. A. Tagle¹, A. Felipe², A. Gómez², M. L. Sánchez-Mayoral², A. Merino²

¹IBERDROLA Innovación, ²IBERDROLA Ingeniería

The paper presents the different future energy scenarios envisaged and the so called "Fleet Transition" in which Fusion Energy could take an important role. A review of the R&D and Innovation main drivers in the electric sector is outline, with a detail description of the main issues and strategic challenges in the medium and short term. The worldwide historical involvement of electric utilities in Fusion is presented and revised under the new USA Utilities technical assessment carried out by EPRI.

The paper presented the work done in Europe in the last few years by the Fusion Industry Innovation Forum FIIF-MB in order to evaluate a wide range of fusion concepts from the utility standpoint, to enhance utilities perspective on fusion, to provide guidance to Government Bodies and national Energy strategies for fusion-utilities and finally to establish a basis for communication and cooperation in fusion for utilities standpoint.

Finally the paper comments the utilities challenges pointed out by the "Fusion electricity: a roadmap to the realization of fusion energy" issued this year by the EFDA (European Fusion Development Agreement).

09 - 03

PARTICIPACIÓN DE EA EN LA INGENIERÍA DE LOS SISTEMAS DEL TOKAMAK Y EDIFICIOS AUXILIARES

V. Fernández del Palacio

EMPRESARIOS AGRUPADOS

Dentro de los trabajos de Ingeniería necesarios para el desarrollo del Proyecto ITER, F4E, agencia doméstica europea, concedió en 2010 el denominado Architect Engineer (AE). La empresa concessionaria, ENGAGE, es un consorcio compuesto por Empresarios Agrupados, Iosis, Atkins y Assystem.

El AE es un contrato de servicios de ingeniería que asciende a 150 M€ y 1.7 Mh que desarrolla la ingeniería de todos los edificios y sistemas convencionales de ITER. La ponencia expone los trabajos de Empresarios Agrupados en ITER dentro del consorcio ENGAGE, estructura, desarrolla y expone las distintas etapas, dificultades y logros de un proyecto de esta envergadura.

Los trabajos del AE comprenden aproximadamente 32 edificios y estructuras, algunas de ellas muy simples y otras extremadamente complejas. Dentro de los 32 edificios se incluyen edificios nucleares, como el Tokamak, Tritio, o el edificio del diesel de emergencia y edificios convencionales como el edificio de servicios del emplazamiento. Los sistemas incluidos alcanzan aquellos relacionados con los sistemas dentro de un edificio convencional, si bien las interfaces con los sistemas de proceso son incontables. Empresarios Agrupados lideró el diseño de los sistemas de mecánicos (PBS65), eléctricos (PBS43) participando activamente en el diseño de los sistemas de protección contra incendios de los edificios y del emplazamiento. Durante el desarrollo de los trabajos de ingeniería el accidente de Fukushima también afectó directamente en el diseño de los sistemas.

09 - 04**ENSAMBLAJE DEL ITER VACUUM VESSEL**

M. Fajardo, R. Moreno, M. E. Vega

ENSA

Dentro de la construcción del reactor experimental de fusión ITER en Cadarache, Ensa ha resultado ganadora del contrato de ensamblaje de los sectores del reactor de fusión.

Los trabajos implican la realización de trabajos en las áreas de soldadura, automática, robótica, mecanizado, ensayos no destructivos y metrología. Dado el tamaño de las piezas, las restricciones geométricas y las estrictas tolerancias requeridas supone un alto reto tecnológico, que requiere el desarrollo de tecnologías punteras.

Como conclusión del trabajo se explicará la metodología a seguir así como las pruebas y maquetas necesarias para la correcta realización de los trabajos.

09 - 05**VALIDACIÓN DE LAS INSPECCIONES CON ULTRASONIDOS DE LAS SOLDADURAS DE LA VASJA DE VACÍO DEL REACTOR DEL ITER**A. García, F. Fernández, C. Pérez, A. Sillero
TECNATOM

La vasija de vacío del reactor fusión del ITER tiene miles de soldaduras austeníticas con formas y procesos de fabricación diferentes. El Código RCC-MR, que es el que aplica a la fabricación del reactor de fusión, requiere realizar un examen volumétrico de todas ellas. Este examen se debe realizar principalmente por radiografías y, en las soldaduras en donde no sea posible emplear este método, por ultrasonidos.

El propósito de la inspección por ultrasonidos es detectar y caracterizar posibles defectos de fabricación. La caracterización debe determinar si un defecto previamente detectado es plano o volumétrico. Los defectos planos no son aceptables en ningún caso.

Para asegurar la máxima fiabilidad de la inspección, evitando al mismo tiempo reparaciones innecesarias, se ha desarrollado una combinación de varias técnicas de ultrasonidos.

La detección de los defectos se realiza combinando técnica *phased array* y pulso-eco. La caracterización se realiza combinando técnicas *phased array*, pulso-eco, tandem y LLT.

Para la validación de las técnicas de ultrasonidos desarrolladas se dispone de bloques de pruebas con defectos, que son representativos de las distintas configuraciones de las soldaduras.

En definitiva, para la fabricación de los sectores de la Vasija de Vacío que están siendo fabricados por el consorcio italiano formado por Ansaldo Nucleare, Mangiarotti y Walter Tosto se dispondrá de un conjunto de varias técnicas de ultrasonidos para garantizar el cumplimiento de los requisitos del Código RCC-MR (edición 2007).

La validación de las técnicas de inspección está siendo supervisada por la Agencia Europea *Fusion for Energy*, que es la responsable de la gestión de la fabricación de la Vasija de Vacío.

09 - 06**FABRICACIÓN DE UN SEMI-PROTOTIPO DE LOS FIRST WALL PANELS DE ITER- RETOS TECNOLÓGICOS**L. Ruiz Gutiérrez¹, C. Bosch Aparicio¹, F. Samaniego², M. Pérez², S. Hardaker², P. Sherlock³¹IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN²MECÁNICA INDUSTRIAL BUELNA, ³AMEC

El objeto de la presente ponencia es presentar el trabajo llevado a cabo por Iberdrola Ingeniería y Construcción, en consorcio con la compañía inglesa AMEC y la española MIB, dentro del proyecto para el desarrollo y fabricación de un semi-prototipo del First Wall Panel, componente directamente expuesto al plasma, para el reactor de fusión (ITER).

El alcance del proyecto incluye la fabricación de una maqueta pequeña (Small-Scale Mock-up), para el estudio de los diferentes procesos implicados en la fabricación de estos componentes, y la posterior fabricación de un semi-prototipo (escala 1/6), del panel que se someterá al contacto con el plasma, dentro del reactor de fusión. Debido a la compleja geometría del semi-prototipo, se está fabricando una maqueta intermedia entre los 2 componentes anteriores, para el desarrollo de los procesos que pudieran ocasionar problemas durante la fabricación del semi-prototipo.

Los First Wall Panel están compuestos por:

- Capa de acero inoxidable 316L(N) de 40-50 mm de espesor refrigerada por canales.
- Capa de 15-25 mm de espesor de aleación CuCrZr refrigerada mediante tubos.
- Capa de tejas de Berilio de 10 mm de espesor.

Tanto la unión del acero con el aleado de cobre para formar la base, como la unión posterior de las tejas de berilio a la superficie de aleado de cobre de la base, se hace utilizando un proceso de soldadura por difusión HIP (Hot-Isostatic Pressing). Este proceso se realiza a alta presión y temperatura (140MPa y 1040°C-580°C), y requiere de tratamientos previos para facilitar la difusión (recubrimiento iónico, electrodepositación, etc.) y tratamientos térmicos posteriores para la estabilización de los componentes. La complejidad de la geometría del panel, unida a los procesos necesarios para su fabricación, constituye un reto técnico, cuyos resultados se expondrán en la ponencia.

09 - 07**SITUACIÓN DEL PROYECTO DE FABRICACIÓN DE 10 BOBINAS TOROIDALES PARA EL ITER**A. Felipe¹, A. Merino¹, F. Pando¹, J. Pallisa¹, O. Merino¹, J. P. Condado¹, O. Dormicchi², N. Valle², P. Pesenti², C. Durzo², S. Pittaluga², J. Lucas³, E. Ruiz de Villa³, R. Harrison⁴, M. Cornelis⁴, J. Cornella⁴, L. Poncet⁴, A. Bonito-Oliva⁴¹IBERDROLA INGENIERIA, ²ASG SUPERCONDUCTORS,³ELYTT ENERGY, ⁴F4E

Las Bobinas Toroidales (Winding Packs, WP) forman parte del sistema de confinamiento magnético del plasma de la máquina ITER, siendo la fabricación de las mismas un importante reto tecnológico ya que no existe experiencia previa de fabricación de bobinas superconductoras de dimensiones similares (14 m X 9 m).

F4E, es la agencia responsable de fabricar 10 de estas bobinas, habiendo adjudicado al consorcio formado por Iberdrola Ingeniería, ASG Superconductors y Elytt Energy la fabricación de las mismas.

El alcance y objetivo del proyecto que está desarrollando el consorcio liderado por Iberdrola Ingeniería y Construcción, consiste en la fabricación final de 10 WP, para lo cual previamente se deben cualificar todos los procesos de fabricación mediante el diseño y fabricación de diversos mock-ups, así como la fabricación de un primer Double Pancake (cada Winding Pack consta de 7 DP). En paralelo, y en colaboración con F4E, se están efectuando optimizaciones del diseño para optimizar tanto el diseño como la fabricabilidad de las mismas.

El proyecto se encuentra actualmente en la fase ejecución de las siguientes actividades: a) cualificación de diversos útiles (horno, winding line, cover laser welding, inserción del conductor en la Radial Plate, cámara de vacío de chequeo del DP y del WP) necesarios para la fabricación seriada; b) finalización de la adaptación del site donde efectuar dicha fabricación; c) fabricación de ensayos y mock-ups necesarios para definir cada una de las fases de fabricación; d) ejecución de primeros ensayos de curvado y tratamiento térmico de espiras superconductoras de suministrador ruso y europeo.

La siguiente fase a iniciar en breves semanas debe ser la fabricación del prototipo del DP, que servirá como cualificación final tanto del proceso de fabricación como de los útiles diseñados y construidos para este proyecto.

09 - 08

HACIA LA DEMOSTRACIÓN DE CAPACIDAD DE PRODUCCIÓN INDUSTRIAL DEL ACERO FERRÍTICO-MARTENSÍTICO ESPAÑOL ASTURFER® A ESCALA DE DEMANDA ITER

R. Coto¹, M. Serrano², A. Moran¹, D. Rodriguez²,
J. M. Artímez¹, J. Belzunce¹, L. Sedano³

¹ITMA , ²CIEMAT, ³UNIVERSIDAD DE OVIEDO

Los aceros ferrítico-martensíticos son firmes candidatos a materiales estructurales de envolturas regeneradoras de reactor de fusión DEMO sin excluir su uso futuro masivo como material de estructura para las cámaras de vacío del reactor. En la UE se han venido realizando desarrollos desde hace más de 3 décadas para su producción y calificación como materiales estructurales de activación reducida a lo largo de toda una evolución histórica del material: MANET, OPTIFER, EUROFER(97, 2), etc. La evaluación de la capacidad industrial europea para la producción de MANET/OPTIFER/EUROFER condujo a un número muy restringido de posibles proveedores. "EUROFER" es material base-de-diseño de los llamados (TBM, Test Blanket Modules). La UE pretende probar 2 diseños de TBM con necesidades de aprovisionamiento de unas 200 Tn por diseño (4 módulos por diseño). Otros socios ITER van a probar otros 4 diseños con análogas necesidades de aprovisionamiento existiendo desarrollos afines en Japón (F82H) y en China (CLAM). Las necesidades totales de aprovisionamiento de este material ferrítico-martensítico en ITER se pueden estimar en unas 1000 Tn.

El Instituto Tecnológico del Acero (ITMA, Avilés) y la División de Materiales Estructurales de la División de Tecnología de CIEMAT han demostrado la capacidad de producir en laboratorio y replicar la certificación (composición de baja activación, microestructura martensítica, niveles de precipitados de δ-ferrita, propiedades termomecánicas-etc) del EUROFER introduciendo una serie de mejoras en procesos de obtención y comportamientos lo que ha conducido al acero denominado ASTURFER®.

La Agencia de contratación Industrial europea para ITER de Barcelona (Fusion for Energy, F4E) prevé licitaciones parciales a corto plazo para aprovisionamiento del material EUROFER existiendo una estrategia definida de aprovisionamiento para todas las tareas de fabricación de los componentes y la fabricación final de los módulos de ensayo (TBM) para su instalación y experimentación en ITER. El coste integral del aprovisionamiento de materiales entre un 18-25 M€. Se plantea así un panorama enormemente atractivo; tanto en desarrollos tecnológicos e industriales en Fusión, como en retornos económicos de Programas de F4E/ITER, desde la capacidad industrial demostrada y precalificada para dicho aprovisionamiento.

La ponencia presenta un análisis riguroso del "Caso de negocio" del aprovisionamiento y de las exigencias y costes del desarrollo para la requerida demostración de capacidades concentrado en: 1) Coste de la ingeniería y construcción de un horno para líneas de colada con control de atmósfera; 2) Costes de la necesidad de laminación especial 3) Costes aprovisionamiento en materias primas para el desarrollo.

09 - 09

CÁLCULOS AVANZADOS DESARROLLADOS PARA EL PROYECTO ITER DENTRO DE LOS CONTRATOS MARCO DE SOPORTE DE INGENIERÍA PARA F4E

C. Bosch¹, J. Polo¹, J. Guirao², E. Fernández³, A. Bayón³, J. Caixas³

¹IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN

²NUMERICAL ANALYSIS TECHNOLOGIES, ³F4E

Dentro del proyecto ITER Iberdrola Ingeniería en consorcio con Numerical Analysis Technologies ha desarrollado el contrato de soporte de ingeniería mecánica a F4E para la Vacuum Vessel durante el período 2009-2012 (F4E-2008-OPE-07-01-01 ES-AC).

A finales de 2012 el mismo consorcio ha sido adjudicatario del contrato F4E-OMF-356-01 para continuar las labores de soporte de ingeniería para la VV dentro del área de análisis mecánicos, con una duración de 4 años.

La evolución del proyecto a lo largo de estos años ha permitido realizar multitud de análisis muy diversos que han evolucionado a medida de que lo hacía el diseño de la cámara de vacío, pasando por análisis mecánicos lineales y no lineales, termomecánicos, transitorios y submodelización entre otros.

Los distintos tipos de análisis llevados a cabo han tenido por objeto el tratar de adaptar los servicios prestados a F4E en función de sus necesidades que han ido evolucionando a lo largo de los años, desde el análisis de distintas partes del componente hasta el estudio global del mismo o el estudio detallado de soluciones de fabricación.

09 - 10

DISEÑO DEL SISTEMA CENTRAL DE PROTECCIÓN DEL TOKAMAK DE ITER (CIS)

G. Martínez, A. Marqueta, I. Prieto

IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN

El CIS (Central Interlock System), junto con el sistema CODAC y el sistema CSS (Central Safety System), forma los sistemas centrales de I&C de ITER. El CIS es responsable de la protección del Tokamak (Central Interlock Functions) a través de los diferentes sistemas de planta (Plant Systems).

IBERDROLA INGENIERIA Y CONSTRUCCION está dando soporte de ingeniería para desarrollar la arquitectura de control, la validación de los prototipos de las tecnologías que se van a utilizar y preparando la especificación funcional del sistema.

IBERDROLA INGENIERIA Y CONSTRUCCION ha aportado el conocimiento técnico necesario para definir tanto la arquitectura como los requerimientos de seguridad, incluyendo factores humanos. El resultado de este trabajo ha sido presentado en

el PDR (Preliminary Design Review) para la aprobación del diseño ante un panel de expertos en operación y protección de dispositivos de fusión de más de 34 nacionalidades.

La experiencia técnica aportada, así como el uso de herramientas avanzadas para soportar las decisiones, ha contribuido a la buena imagen del sistema ante sus futuros usuarios.

Actualmente IBERDROLA INGENIERIA Y CONSTRUCCION continúa dando apoyo a ITER en la validación de las tecnologías y el soporte necesario para definir el diseño final del sistema.

SALAS 6-7 Miércoles 25 - 15:30 a 17:30 h.**10- I+D+i (I): CÓDIGOS PLANTA**

PRESIDENTE: Ángel Pérez Navarro
 UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE VALENCIA
 COORDINADOR: Francisco Álvarez Velarde
 CIEMAT

10 - 02
**ANÁLISIS DE FLUCTUACIONES TERMOHIDRAULICAS EN C.N. TRILLO CON RELAP5/PARCSV2.7.
 VALIDACIÓN DEL CÓDIGO Y COMPARACIÓN CON RESULTADOS DE SIMULATE-3K**

M. Garcia-Fenoll¹, T. Barrachina¹, R. Miró¹, G. Verdú¹, J. A. Bermejo², A. López², A. Ortego³.

¹UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

²IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN, ³CNAT

En este trabajo se presenta la modelización del reactor de la C.N. Trillo para el código acoplado RELAP5/PARCSv2.7. Para la validación de este modelo se utilizan datos de un transitorio real de caída de barra de control, así como los resultados para el mismo obtenidos por CNAT con el código SIMULATE-3K. Se presenta también el análisis de distintas simulaciones por perturbación de la temperatura a la entrada del núcleo, comparando los resultados del código acoplado RELAP5/PARCSv2.7 con los de SIMULATE-3K.

El modelo termohidráulico es un modelo de núcleo con condiciones de contorno. La entrada al núcleo se ha modelado con 3 TIME DEPENDENT VOLUMES para simular los tres lazos de entrada de refrigerante. El modelo termohidráulico se realiza canal a canal. Aplicando la metodología SIMTAB a los ficheros de salida de CASMO4/SIMULATE3 se obtienen las secciones eficaces correspondientes a la configuración del núcleo en el momento de la prueba de caída de barra de control. Las caídas de barra se simulan a través del código PARCS según los parámetros proporcionados por CNAT. El código neutrónico se ha modificado para proporcionar la lectura del flujo neutrónico en la posición de los detectores INCORE y EXCORE. A continuación se simula un conjunto de transitorios por perturbación de la temperatura de entrada al núcleo. Se trata de perturbaciones sinusoidales de igual amplitud y distinta frecuencia, con el fin de analizar su evolución.

El modelo para el código acoplado RELAP5/PARCSv2.7 se ha validado con los datos de la prueba de caída de barra de control. Los resultados obtenidos con el código acoplado para las perturbaciones de temperatura a la entrada del núcleo son similares a los obtenidos con SIMULATE-3K. Las diferencias para ciertas frecuencias de la perturbación aplicada serán objeto de estudio en próximos trabajos.

10 - 01
NIRK3D (NEUTRON INTERFACE FOR REACTOR KINETICS 3D). APLICACIÓN AL OECD/NEA BOILING WATER REACTOR TURBINE TRIP BENCHMARK

V. Martínez¹, C. Arenas¹, C. Allison², F. Reventós³

¹NORTUEN, ²ISS, ³UPC

En la presente ponencia se describe el software NIRK3D que Nortuen desarrolla en colaboración con Innovative Systems Software (ISS) y la Universidad Politécnica de Cataluña (UPC). NIRK3D es una interfaz con la que realizar cálculos acoplados entre RELAP/SCDAPSIM y cualquier tipo de código neutrónico con cinética 3D mediante DLLs.

El objetivo final del desarrollo de NIRK3D es sacar rédito de las estructuras SCDAP incluidas en el código RELAP/SCDAPSIM para analizar con neutrónica detallada los escenarios de daño severo con reinundación de núcleo y posible retorno a criticidad. Estos escenarios cobran especial relevancia entre los 1500 y los 2800 K, período en el que las barras de control se funden sin recolocación del combustible. En este sentido NIRK3D pretende dar apoyo al desarrollo y análisis de la guías de gestión de daño severo.

Para validar las capacidades del software, se han realizado varios cálculos tomando como referencia el Turbine Trip Benchmark de la OECD/NEA para reactores BWR. Los resultados demuestran las capacidades de NIRK3D fijando las bases para futuros desarrollos y mejoras de la interface.

10 - 02
INCORPORACIÓN MODELO BARRAS LONGITUD PARCIAL EN EL COMPONENTE CHAN DEL CÓDIGO TRAC-BF1/BE

H. Marrao¹, I. Fernández¹, A. Concejal²

¹INDIZEN TECHNOLOGIES, ²IBERDROLA INGENIERÍA

En los últimos años, los fabricantes de combustible han comenzado a comercializar nuevos elementos combustibles que alternan longitudes de las barras.

Este hecho hace que el modelado con los códigos termohidráulicos del interior del núcleo sea más impreciso si no se tiene en cuenta esta nueva realidad del combustible.

La posibilidad de modelar elementos con barras de longitud parcial existe en otros códigos termohidráulicos, como RETRAN o TRACE. Sin embargo, esta posibilidad no existe en códigos de la serie TRAC más antiguos como TRAC-BF1.

TRAC-BF1/BE es la versión propietaria de TRAC-BF1 que está siendo desarrollada por Iberdrola para análisis realistas de transito-

rios más allá de la base de diseño en el marco de diversos proyectos de I+D+i.

En esta ponencia se presentan los resultados obtenidos tras implementar la funcionalidad para modelar de forma correcta los elementos con barras de longitud parcial en el código TRACBF1/BE.

La ponencia describe las modificaciones necesarias en el código así como la evaluación del impacto que dicha modelización tiene en la distribución de potencia del elemento. Se evalúan las distintas alternativas propuestas para la mejora del código así como el alcance de las mismas.

10 - 04

APLICACIÓN DE LA METODOLOGÍA PARA ANÁLISIS DE TRANSITORIOS CON TRAC-BF1/BE Y PARCS 3D

A. Soler Martínez¹, A. Concejal Bermejo²

¹SEA PROPULSIÓN S.L.

²IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN

Desde el año 2009, Iberdrola viene desarrollando y validando las herramientas necesarias para el análisis 1D/3D de transitorios y accidentes más allá de la base de diseño con el objetivo de desarrollar una metodología de análisis robusta que permita la caracterización de la totalidad de los fenómenos que tienen lugar durante los mismos.

La metodología desarrollada se basa en la utilización de un núcleo colapsado para los cálculos termo-hidráulicos y el núcleo completo 3D para los cálculos neutrónicos. Las secciones eficaces utilizadas en los cálculos neutrónicos se obtienen para el ciclo y punto concreto de análisis mediante el uso del código de celda CASMO, mientras que el núcleo colapsado se obtiene a partir del núcleo de diseño realizado con el código de difusión SIMULATE.

El análisis termo-hidráulico se realiza mediante el código TRAC-BF1/PARCS 3D, que es el resultado del acoplamiento del código termo-hidráulico TRAC-BF1/BE y el código neutrónico PARCS realizado en Iberdrola Ingeniería en el marco del proyecto de I+D+i para el desarrollo de la metodología.

En esta ponencia se presentan los resultados obtenidos al aplicar la metodología de análisis 3D en un transitorio real de planta, consistente en el SCRAM parcial del reactor por fallo en el mecanismo de las barras de control durante una prueba de cierre de la válvula de control de turbina.

10 - 05

ACTUALIZACIÓN DEL MODELO DE CALOR DE DECAIMIENTO EN LOS CÓDIGOS TRAC-BF1 Y PARCS PARA LA SIMULACIÓN EN MODO STAND-ALONE Y ACOPLADO DE TRANSITORIOS 3D

A. Jambrina¹, T. Barrachina¹, R. Miró¹, G. Verdú¹,

A. Concejal², A. Soler³.

¹UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

²IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN

³SEA PROPULSIÓN SL

En el análisis de seguridad nuclear, es muy importante ser capaz de simular los diferentes transitorios que pueden ocurrir en una planta nuclear con una alta precisión. Las simulaciones transitorias implican tanto cálculos termohidráulicos como neutrónicos, que se resuelven por diferentes códigos como, TRAC-BF1 y PARCS, respectivamente.

Los códigos termohidráulicos realizan cálculos de potencia, para lo cual se debe obtener la potencia del sistema, así como la energía del calor de desintegración. Del mismo modo que ocurre en los códigos neutrónicos. Los modelos implementados en los códigos TRAC-BF1 y PARCS para los cálculos de calor de decaimiento se basan en el estándar ANSI 1971 (por defecto) y la norma ANSI 1979 (opción del usuario). Con la entrada en vigor de la norma ANSI 1994, y la revisión posterior ANSI 2005, los modelos de TRAC-BF1 y PARCS son totalmente obsoletos, por lo tanto, una revisión de los modelos más antiguos y la implementación de ANSI/ANS-5.1-2005 en el código son obligatorios.

El presente trabajo describe un estudio comparativo de los modelos de calor de decaimiento implementados en los códigos TRAC-BF1 y PARCS con respecto al estándar ANSI/ANS-5.1-2005. Los resultados muestran que los modelos de calor de decaimiento en TRAC-BF1 y PARCS necesitan ser revisados y actualizados de acuerdo al estándar ANSI/ANS-5.1-2005, ya que el cálculo del calor de decaimiento se ve afectado por las condiciones que tienen lugar durante el desarrollo de un accidente ATWS durante el período de tiempo en el cual hay generación de potencia sin inserción de las barras de control y, por tanto, no pueden ser ignoradas para un análisis de seguridad nuclear.

10 - 06

ESTUDIO COMPARATIVO DE DIFERENTES MODELOS DE TRANSPORTE DE BORO EN LOS CÓDIGOS TERMOHIDRÁULICOS: TRAC-BF1, TRACE Y RELAP5

A. Jambrina¹, T. Barrachina¹, R. Miró¹, G. Verdú¹,

A. Concejal², A. Soler³.

¹UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

²IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN

³SEA PROPULSIÓN SL

El código TRAC-BF1 proporciona una capacidad de análisis de mejor estimación para el análisis de toda la gama de accidentes postulados en los reactores de agua en ebullición sistemas e instalaciones relacionadas.

En los reactores de agua a ebullición (BWR), la importancia de los modelos de transporte de boro radica en la simulación de accidentes severos ATWS, en los cuales se produce una evaporación del fluido refrigerante con la consiguiente disminución de moderación. A continuación se activan las salvaguardias que inyectan agua líquida con el correspondiente cambio en la reactividad del sistema. Para evitar un aumento en la criticidad, se provoca la inyección de agua borada. Por ello, se implementaron modelos de transporte de boro en códigos termohidráulicos como TRAC-BF1, RELAP5 y TRACE, llevando una mejora en la precisión de las simulaciones.

En este trabajo se analizan cuatro esquemas numéricos que resuelven el modelo de transporte de boro y se comparan con la solución analítica que proporciona la ecuación de Burgers. Los esquemas numéricos estudiados son: Upwind de primer orden, Godunov de segundo orden, Godunov modificado añadiendo el término de la difusión física de segundo orden, QUICKEST de tercer orden y QUICKEST de tercer orden haciendo uso del limitador universal (LU) ULTIMATE.

10 - 07
**VERIFICACIÓN DE ANÁLISIS DE SEGURIDAD
INCLUYENDO LA INCERTIDUMBRE EN
PARÁMETROS INCIERTOS**

J. Gómez Magán¹, C. Queral Salazar², M. Sánchez³

¹INDIZEN TECHNOLOGIES

²UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID, ³CSN

La metodología de Análisis Integrado de Seguridad (ISA), desarrollada en el CSN, permite verificar análisis de seguridad en los que la incertidumbre temporal juegue un papel importante.

Indizen, en colaboración con el CSN y la UPM ha desarrollado un prototipo del acoplamiento del software DAKOTA (desarrollado por Sandia National Labs para la NRC, y acoplada actualmente a TRACE a través de SNAP) con SCAIS (el sistema de códigos para la metodología ISA). Con esta nueva funcionalidad, SCAIS tiene la capacidad de realizar muestreos por Monte Carlo sobre los parámetros inciertos de interés de los códigos acoplados a SCAIS como TRACE o MAAP. En el trabajo se ha aplicado SCAIS-DAKOTA-MAAP para un análisis de secuencias de roturas de primario, considerando parámetros y tiempos inciertos.

Los resultados obtenidos permiten calcular la frecuencia de daño para una secuencia, incluyendo las distintas incertidumbres y realizar un análisis estadístico de las variables estudiadas en la secuencia.

10 - 08
**SIMULACIÓN CON TRACE5 DE UNA ROTURA
PEQUEÑA DEL 1% EN LA RAMA CALIENTE**

A. Querol, S. Gallardo, G. Verdú.

UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

Durante un transitorio en el que se produce una rotura pequeña, la despresurización se produce tan lentamente que retrasa la entrada de los acumuladores. Esto hace que la actuación del sistema de inyección de alta presión sea necesario para mantener la temperatura del núcleo lo suficientemente baja como para evitar el boil-off del núcleo.

En este trabajo se ha utilizado el código termohidráulico TRACE5 para simular el test 1-2 dentro del Proyecto OECD/NEA ROSA que reproduce un SBLOCA en la rama caliente del 1% del diámetro de la rama caliente del PWR de referencia. El objetivo es estudiar los parámetros más importantes para modelar la rotura entre los cuales se encuentran la estratificación del líquido, la geometría y el tamaño de la rotura. Así como realizar un análisis de sensibilidad del caudal máscio del sistema de inyección de alta presión para evitar el boil-off del núcleo.

Utilizando un componente 3-D para simular la rama caliente donde se sitúa la rotura queda demostrado que se produce estratificación del líquido. Para el estudio de la geometría de la rotura se han utilizado dos modelos de simulación. Tras comparar las variables más importantes del sistema obtenidas con ambos modelos se obtiene que los resultados más próximos a los experimentales se obtienen con el modelo nozzle. Del análisis del tamaño de la rotura se obtiene que diámetros de rotura muy pequeños pueden resultar críticos, ya que el punto de inyección de los acumuladores puede no ser fácilmente alcanzable con lo que se puede producir el boil-off del núcleo. Finalmente, se realiza un análisis de sensibilidad variando el caudal máscio del sistema de inyección de alta presión desde los valores propios de actuación hasta el fallo total del sistema. Los resultados demuestran que

cuando la reducción del caudal es mayor del 80% se produce el boil-off del núcleo y el aumento tanto de la CET como de la PCT.

10 - 09
MODELADO DE UN PWR MEDIANTE COMPONENTES 3D

C. Mesado, R. Miró, G. Verdú.

INSTITUTO SEGURIDAD INDUSTRIAL, RADIOFÍSICA
Y MEDIOAMBIENTE

La simulación del comportamiento del núcleo en reactores nucleares tiene una especial importancia en el diseño, operación y seguridad de la planta. Es por dicha importancia que se ha decidido realizar un modelo usando componentes totalmente 3D con los códigos acoplados TRACE_v5_patch2 y PARCS_v3.0, este modelo pretende ser un paso más realista que los modelos anteriores que usaban componentes 1D.

El objetivo del presente trabajo reside en la elaboración de un modelo de un PWR. Para ello se han usado dos vasijas 3D. El hecho de que el modelo sea 3D permite cálculos que incluyan fenómenos asimétricos en el núcleo, tanto en estado estacionario como en transitorio, además al ser un modelo neutrónicamente acoplado permite cálculos asimétricos tanto en la parte neutrónica como en la termohidráulica.

El modelo termohidráulico consta, principalmente, de dos vasijas acopladas entre sí. Una vasija cilíndrica que simula el bypass y el downcomer, dentro de esta se encuentra otra vasija cartesiana mediante la cual se simulan los 177 elementos combustibles que componen el reactor. La vasija cilíndrica está conformada por sólo 2 celdas en la dirección radial, la celda interior representa el bypass y la celda exterior el downcomer. Además de 3 celdas en la dirección angular, cada una de estas celdas conforma un lazo de recirculación. La vasija cartesiana ha sido acoplada a la celda interior de la vasija cilíndrica (bypass), parte del líquido permanece en la vasija cilíndrica (bypass) y otra parte entra a la vasija cartesiana (elementos combustibles). Para la validación del modelo, los resultados se han comparado con un modelo realizado con el código RELAP, este también representa los 3 lazos de recirculación, aunque en 1D. Los resultados son, en general, satisfactorios.

10 - 10
**CONVERSIÓN DEL INPUT DE PEACH BOTTOM DE
TRAC-BF1 A TRACE.**

A. Jambrina, C. Mesado, T. Barrachina, R. Miró, G. Verdú.

INSTITUTO SEGURIDAD INDUSTRIAL, RADIOFÍSICA
Y MEDIOAMBIENTE. UPV

La central nuclear de Peach Bottom II (PB) representa uno de los modelos de planta más utilizadas para validar los nuevos códigos e incluso modelos nuevos; esto se hace posible gracias al ejercicio de intercomparación del transitorio por disparo de turbina de Peach Bottom promovido por la NEA/OCDE BWR: Boiling Water Reactor Turbine Trip (TT) Benchmark.

Por ello se hace imprescindible mantener el modelo de planta actualizado. A su vez, es necesaria la simulación de dicho modelo con nuevos códigos, que provean de mayor robusteza y exactitud en el cálculo en base a nuevas capacidades de cálculo, y reduzcan los tiempos computacionales.

De esta forma la migración del modelo de planta de Peach Bottom de TRAC-BF1 a TRACE es la evolución natural para la simulación con códigos acoplados termohidráulico-neutrónicos 3D.

El presente trabajo pretende mostrar una metodología de conversión semiautomática de TRAC-BF1 a TRACE, aplicable para la actualización de modelos y otras aplicaciones.

La metodología ha sido validada para el estacionario previo al transitorio por disparo de turbina de la central de Peach Bottom. A su vez, se analizan los resultados obtenidos de la simulación del transitorio por disparo de turbina (ejercicio 3, escenario 2 del benchmark de la NEA PB2TT) para los códigos TRAC-BF1/ PARCS y TRACE/PARCS, a fin mostrar las posibilidades que muestra la metodología.

10 - 11

OBTENCIÓN DE UN SIMULADOR DE TRANSITORIOS TERMOHIDRÁULICOS DE LA CN COFRENTES UTILIZANDO LA PLATAFORMA SNAP-TRACE

A. Escrivá¹, J.L. Muñoz-Cobo¹, A. Concejal², A. Soler³, J. Melara⁴, M. Albendea⁴

¹UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

²IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN

³SEA PROPULSIÓN SL, ⁴IBERDROLA GENERACIÓN

Las herramientas de simulación SNAP-TRACE están siendo desarrolladas y actualizadas por la NRC y el grupo de usuarios de las mismas, con el fin de que simulen el comportamiento termohidráulico de una instalación o central nuclear. Dentro de las líneas de investigación del Grupo de Termohidráulica e Ingeniería Nuclear de la Universidad Politécnica de Valencia, así como IBERDROLA, se encuentra el estudio, análisis y utilización de estas nuevas herramientas.

En esta ponencia se presentan los últimos trabajos realizados conjuntamente entre Iberdrola y el grupo TIN para la obtención de un modelo de planta de la CN de Cofrentes y su correspondiente versión interactiva animada, que se pueda utilizar con estas nuevas herramientas.

El modelo desarrollado utiliza cinética puntual y permite simular diversos transitorios de forma interactiva, como son el disparo de las turbo-bombas de recirculación, el cierre de las válvulas de vapor principal (MSIV) o el disparo de las bombas de recirculación.

Los modelos desarrollados permiten visualizar, a través de diferentes pantallas, el comportamiento de toda la planta, así como de su sistema de control.

SALAS 1-2 Miércoles 25 - 15:30 a 17:30 h.

11- INGENIERÍA (II)

PRESIDENTE: **Rafael Martín**
C.N. VANDELLÓS II

COORDINADOR: **Jose Ignacio Díaz Prada**
IBERDROLA INGENIERÍA

11 - 01

ASME AG-1 COMO BASE DE LICENCIA EN CENTRALES NUCLEARES

G. Roca Mallofré
WESTINGHOUSE

Recientemente se ha incorporado el código ASME AG-1 (1997), "Code on Nuclear Air and Gas Treatment" como Base de Licencia de las C.C.N.N. de Ascó I y II.

Hasta ahora el documento utilizado básicamente para equipos nucleares con filtros HEPA era ANSI N509 (1989) "Standard for Nuclear Power Plant Air Cleaning Units and Components".

ASME AG-1 proporciona no tan solo los requisitos necesarios para el diseño, rendimiento y fabricación, sino también para las pruebas, inspecciones y control de calidad de equipos utilizados como componentes en sistemas de tratamiento de aire y gas relacionados con la seguridad en centrales nucleares.

Este documento pretende ser una guía resumida para la aplicación del código ASME AG-1 comparado con otras normativas como ANSI N509. Se considera así mismo, la evolución que ha tenido CONAGT (ASME Committee on Nuclear Air and Gas Treatment) a lo largo del tiempo así como la evolución futura de dicho comité. Es importante que la normativa aplicable sea clara y no conlleve a información confusa con diferentes fuentes de información. ASME AG-1 es el último código y también el más completo de aplicación en centrales nucleares para el tratamiento de aire y gas.

11 - 02

ESTUDIO SOBRE SISTEMAS DE VENTEO FILTRADO DE CONTENCIÓN PARA LAS CCNN ESPAÑOLAS

Á. Peinado¹, C. Serrano¹, J. L. García-Serrano¹, L. Francia²

¹IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN

²UNESA

Iberdrola Ingeniería y Construcción ha desarrollado para UNESA un estudio para la eventual implantación del Sistema

de Vento Filtrado de Contención por las Centrales Nucleares Españolas. La disponibilidad de este sistema es un requisito del CSN establecido como resultado de las Pruebas de Resistencia para la mejora en la capacitación de la gestión de los accidentes, minimizando la liberación de elementos radiactivos al exterior durante accidente severo.

El estudio define los Criterios Básicos de Diseño del sistema, considerando una autonomía del sistema de, al menos, 24 horas sin ayuda externa, así como su funcionalidad en accidente severo. Así mismo, se ha desarrollado una Especificación Técnica Genérica que serviría de base a las Centrales Españolas para facilitar su proceso de petición de oferta de los equipos que componen dicho sistema. Cada central, en función de sus características particulares, enfocaría e implementaría el sistema de una u otra forma.

En el estudio se analizan los sistemas de filtrado existentes en el mercado y sus suministradores teniendo en cuenta aspectos, tales como, facilidad de integración en el diseño actual de la Planta, características del proceso de filtrado, rango de operatividad, autonomía del sistema, mantenimiento, cualificación y experiencias probadas, entre otros. El estudio, contiene también un análisis de las secuencias tipo de accidente que sirven para definir los parámetros de diseño del sistema.

Para el desarrollo del análisis se recopiló numerosa documentación, se realizaron reuniones con los principales suministradores de sistemas de venteo filtrado y con organizaciones europeas. Como trabajo de campo, se han realizado recorridos en todas las CCNN Españolas para valorar las penetraciones de contención y los posibles espacios de implantación de los equipos de filtrado y las necesidades de blindaje.

11 - 03

PROYECTO DE SUSTITUCIÓN DE EQUIPOS HVAC REFRIGERADOS CON R22 EN LA C. N. ASCÓ

J. J. Jaimot Jiménez, J. J. Imbert
ANAV

Actualmente, gran parte de las unidades de aire acondicionado de la Central Nuclear de Ascó está refrigerada con R22. Según la normativa RE 2037/2000, no está permitida la venta de este tipo de refrigerante, por lo que las unidades de aire acondicionado deberán ser adaptadas o sustituidas por unidades con refrigerantes acordes con la ley.

Gran parte de los sistemas de refrigeración de aire de C. N. Ascó se basan en circuitos que funcionan con R22. Los casos más relevantes son aquellos en los que las unidades están relacionadas con la seguridad, redundantes y sísmicas, como son: sala de control, salas eléctricas y salas de los equipos diesel. Adicionalmente, este proyecto aplica también a unidades no relacionadas con la seguridad.

Se han planteado varias alternativas para la adecuación de las unidades a las leyes actuales:

- Se ha optado por sustituir el equipo completo, pues la adecuación a un nuevo refrigerante implica una reducción del rendimiento;
- se han realizado y actualizado los cálculos correspondientes al calor generado en las salas, necesarios para dimensionar adecuadamente las unidades;
- ha sido necesario localizar suministradores capaces de proporcionar equipos suficientemente fiables como para poder cumplir con la normativa nuclear (10CFR50 Apéndice B) y superar las pruebas requeridas para ello.

Todo ello hace que este proyecto tenga un gran alcance y una importante complejidad técnica.

11 - 04

ALMARAZ OVATIONTM CONTROL SYSTEM SECURITY

E. Madroñal¹, E. Anderson¹, I. Pareja², J. Jiménez²,
A. Carrasco²

¹ANAV, ²CNAT

The Ovation Security Center is a product from Emerson designed to improve the security posture of Ovation expert control system; made up of third-party commercial security products. Westinghouse augments this with additional third-party products. C.N. Almaraz pioneered the use of these security measures in the Nuclear Market. The standard product has been modified to meet requirements specific of Nuclear Power Plants. Compliance controls from Regulatory Guide (RG) 5.71 and NEI 08-09 (Appendix D) were met.

The Ovation Security Center provides cyber security functionality for patch management, and security incident and event management. Westinghouse augments this with network intrusion prevention. This new system impacts the SAMO Plant Computer System, the SCDR/DEH/BOP Control System, and Multi-Network System in that those systems must be scheduled for a time of uninterrupted availability for network configuration changes required to install the new system.

The Ovation Security Center (OSC) and other cyber security measures were successfully installed at C.N. Almaraz Unit 1 during the 22nd refueling outage. The OSC provides much more functions than the former standard Anti-Virus. The Security Information and Event Management System (SIEM) is collecting logs from several drops and switches on the Ovation Based Control and Plant Computer (SAMO) systems. Vulnerability Scanning (VS) was installed. Patch Management (PM) agent is running on Microsoft® Windows® computers. The Network Intrusion Detection System (NIDS) is collecting network data from switches belonging to the Control System and to the SAMO. While targeted to address the CIP standards, the Ovation Security Center functions enhance the plant's reliability and availability through a well-managed security operation of control systems. The Ovation Security Center is comprised of the security functions that are crucial to normal plant operations and are deployable on the customer's security priorities.

11 - 05

ADAPTACIÓN DE LA CENTRAL NUCLEAR DE ALMARAZ A LA NORMATIVA ATEX

J. J. Moran Miguel¹, M. J. Sánchez García²

¹EMPRESARIOS AGRUPADOS

²CNAT

La central Nuclear de Almaraz es una instalación con riesgo de atmósferas explosivas. Según el RD 681/2003 que recoge la directiva 1999/92/CE del Parlamento Europeo y del Consejo debe elaborar un "Documento de protección contra explosiones" por el cual se clasifican las zonas, se evalúan los riesgos y se realiza un plan de acción. A partir de estos datos se estudiará si los equipos en las zonas cumplen los requisitos necesarios para minimizar los riesgos, sustituyéndolos en caso necesario.

Según esta situación de la Central respecto a la normativa ATEX, se minimizarán las zonas ATEX, se sustituirán los equipos en las zonas donde haya riesgo de explosión por otros calificados ATEX, y cuando no sea posible su sustitución, por no haber equipos calificados ATEX en el mercado, se desplazarán hasta donde no haya riesgo de explosión, mediante el desarrollo por parte de ingeniería de las Modificaciones de Diseño correspondientes.

Con este criterio se han sustituido diferentes equipos en la planta como cajas eléctricas, finales de carrera, interruptores de presión y nivel, luminarias, termopares, etc....

Se ha modificado la especificación de tuberías para usar juntas espirométicas en las bridas que estén en zonas ATEX y se ha realizado un informe para la validación y sustitución de las válvulas por otras cero fugas.

Se han realizado ensayos en Planta, por parte de Garantía de Calidad, para determinar el nivel de fugas existentes en algunos equipos y en las soldaduras realizadas en las uniones roscadas.

A pesar de la dificultad encontrada a la hora de cumplir con la normativa nuclear y ATEX simultáneamente, se ha logrado adaptar la Central para su cumplimiento con las dos normativas.

11 - 06

ANÁLISIS DE LA ASPERSIÓN DE LA CONTENCIÓN EN C.N. COFRENTES, EN CONDICIONES MÁS ALLÁ DEL DISEÑO

C. J. Gavilán Moreno

C. N. DE COFRENTES.

El objeto del presente informe es la determinación de la presión y caudal mínimo para asegurar una correcta aspersión de la contención, en condiciones distintas a las de diseño y como respuesta a las estrategias derivadas del accidente de Fukushima. La citada aspersión, corresponde a uno de los modos de funcionamiento del sistema E12. El sistema E12 posee un modo de funcionamiento que corresponde con aspersión o rociado de la contención. Este modo de funcionamiento cumple tres misiones:

- Reducir la presión del edificio del reactor.
- Realizar un lavado o scrubbing de la atmósfera del edificio del reactor.
- Reducir la temperatura del edificio del reactor.

Este análisis va destinado a determinar qué parámetro es el crítico a la hora de establecer las condiciones de rociado de la contención. En la misión termodinámica se han agrupado las reducciones de presión y temperatura, ya que ambas son dependientes la una de la otra, ya que reduciendo la temperatura, se reducirá la presión. El mecanismo de esta misión es el intercambio térmico. El intercambio térmico depende de las superficies de intercambio. Esto traducido a parámetros del sistema se materializa en caudal y tamaño de gota.

En la misión de Scrubbing o calidad del aire de la contención, el proceso es un proceso de adsorción y absorción (disolución). Este proceso depende también de las superficies de contacto agua-aire (gas). De esta forma, esta misión depende también del tamaño de gota y del número de estas (caudal).

Así pues, analizando ambas tareas o misiones las variables críticas son el caudal y el tamaño de gota.

La conclusión del presente estudio es que dado que al menos el 50% de las gotas está por debajo de 1.600µm y que la gota media también está por debajo de 1.600µm, se considera aceptable la pulverización para presiones de hasta 1,3 bares.

11 - 07

MODIFICACIÓN Y SUSTITUCIÓN DE LOS MSR'S DE LA C.N. ASCÓ

E. Caballero

ANAV

Los MSR's (Moisture Separators and Reheaters o Separadores de humedad y recalentadores) tienen la función de adecuar las

características del vapor de salida de la turbina de alta presión para evitar la humedad en el vapor que pasa a la turbina de baja presión y así protegerla, mejorando el rendimiento de la central. Los equipos actuales presentan erosión tanto en el lado carcasa, como en los recalentadores.

Este proyecto pretende mejorar la integridad estructural de las partes internas de la carcasa, así como reducir la pérdida de carga a través del MSR, lo que supone una mejora del rendimiento.

Solventar los problemas de erosión-corrosión existentes, así como obtener una mejora de rendimiento en las plantas.

11 - 08

ESTUDIO DE TRANSITORIOS HIDRÁULICOS EN EL SISTEMA DE AGUA DE SERVICIO ESENCIAL EN C.N. COFRENTES

M^a C. Molina¹, J. Prieto Urbano¹, J. Olmedo¹, M. Mota²

¹IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN

²IBERDROLA GENERACIÓN NUCLEAR

Se ha realizado un análisis de los posibles transitorios hidráulicos que pudieran ocurrir en el Sistema de Agua de Servicio Esencial debido a las modificaciones en los modos de operación, así como por sustitución de componentes o fallos de éstos dentro del mismo modo de operación.

El análisis ha sido llevado a cabo con el programa informático Ecosim Pro, y ha sido extendido a las tres divisiones del sistema P40, realizándose diferentes modelos correspondientes a cada división, y efectuándose la comprobación de que en ningún modo de funcionamiento, y ante cualquier evento, se superarán los valores del diseño para el sistema y sus componentes.

También han determinado los tiempos necesarios para pasar de un modo de operación a otro, y se obtendrán gráficas de las variables más significativas durante el proceso.

Se ha analizado en caso de LOCA para las divisiones I y II, la transferencia de sistemas, así como el arranque de las bombas para las divisiones I, II y III.

Como resultado, se han obtenido las presiones máximas durante los transitorios, así como los tiempos de evacuación de la totalidad del aire presente en las tuberías del sistema que pudieran acumular burbujas.

Se ha podido comprobar que en ningún caso se alcanzan presiones por encima de la de diseño del sistema, así como que los elementos de alivio dispuestos en el sistema permiten la evacuación del aire así como la entrada del mismo, si fuera necesario, para evitar presiones de vacío en el sistema.

11 - 09

ESTUDIO DE MODOS DE OPERACIÓN DEL SISTEMA DE AGUA DE CIRCULACIÓN CON SISTEMA DE BYPASS DE LAS TORRES DE REFRIGERACIÓN MEDIANTE ECOSIMPRO

J. Prieto¹, M^a C. Molina¹, C. Gavilán², J. J. Molina²

¹IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN

²IBERDROLA GENERACIÓN NUCLEAR

La presente ponencia está basada en el estudio termodinámico del Sistema de Agua de Circulación de la Central Nuclear de Cofrentes empleando el software EcosimPro. El objetivo del estudio, es el funcionamiento del Sistema mediante diferentes posibles modos de operación, con el fin de analizar el impacto que dichos modos tienen sobre la operación del mismo.

En la Central Nuclear de Cofrentes se está llevando a cabo el cambio de relleno de las torres de refrigeración. Con el nuevo relleno, se obtiene un enfriamiento mejorado en el caudal de agua de circulación. Mediante la presente ponencia, se muestran los análisis realizados de los efectos que tienen los diferentes modos de operación, tanto para condiciones del relleno actual como para las condiciones del relleno que se está instalando.

El estudio se ha realizado reproduciendo los datos ambientales de un año completo, para lo cual se han empleado datos ambientales reales a intervalos horarios. En función de los datos reales ambientales, las torres de refrigeración, y consecuentemente el sistema completo, obtienen unos rendimientos concretos. Los modos de operación se analizan en función del número de bombas de agua de circulación en funcionamiento, del uso del sistema de bypass de las torres de refrigeración y del tipo de relleno, obteniendo una simulación dinámica con el efecto en el sistema del uso de un bypass automatizado y el disparo de bombas de circulación en el Sistema. Las conclusiones del estudio realizado, proporcionan las ventajas e inconvenientes de los posibles modos de operación en el Sistema de Agua de Refrigeración de la Planta.

11 - 10

PUESTA EN MARCHA DEL PROYECTO TEVA (NUEVO SISTEMA REFRIGERACIÓN DESCARGA EMBALSE DE ARROCAMPO)

S. Puertas Muñoz¹, G. Domínguez González¹, Á. Argüello Tara¹, J. Asensio Vega²

¹EMPRESARIOS AGRUPADOS, ²CNAT

El requerimiento impuesto por la Confederación Hidrográfica del Tajo a C.N. Almaraz de que el valor límite de temperatura de vertido del embalse de refrigeración de Arrocampo al de Torrejón-Tajo no supere los 30°C hizo necesario la implantación de un nuevo sistema, denominado TEVA (Torre Enfriamiento Vertido Arrocampo).

Empresarios Agrupados ejerció de ingeniería principal en las áreas de Diseño & Ingeniería, supervisión de construcción, puesta en marcha, pruebas y asesoramiento para la operación.

El alcance de Empresarios Agrupados en la fase de puesta en marcha del proyecto TEVA abarcó todas sus fases, destacando la supervisión, elaboración de los procedimientos y ejecución de las pruebas funcionales y de rendimiento del sistema.

La prueba de rendimiento térmico de esta instalación, con la torre de refrigeración de estas características más grande instalada en España, constituye un nuevo hito dentro de las capacidades técnicas de Empresarios Agrupados.

Las pruebas funcionales y de rendimiento revelaron la coherencia entre los resultados teóricos esperados y obtenidos, tanto del rendimiento de la torre de refrigeración, como el funcionamiento global del sistema en las distintas configuraciones de operación.

Las aptitudes y conocimientos adquiridos para solventar cuestiones y dificultades surgidas durante el desarrollo de las distintas pruebas, en especial en la prueba de rendimiento térmico de la torre, constituyen un valor añadido tanto para Empresarios Agrupados como para el explotador de la central, pues permite disponer de las habilidades necesarias para realizar la evaluación del comportamiento de la torre y del sistema, y su seguimiento.

11 - 11

PROYECTO “TEVA”. ACTUACIONES CIVILES SOBRE EL ALIVIADERO AUXILIAR DE LA PRESA DE ARROCAMPO

J. J. Arias Rey¹, I. Font Hadinger¹, E. J. Fernández Morals²

¹EMPRESARIOS AGRUPADOS, ²CNAT

La Central Nuclear de Almaraz, buscando el cumplimiento de la legislación medioambiental en materia de limitación de la temperatura de las aguas de vertido, ha construido una torre de refrigeración en lo que se ha llamado “Proyecto TEVA”. Dentro del alcance de la Ingeniería Civil, se ha construido un canal para el desagüe del vertido enfriado por la torre. Este agua se mezcla con la proveniente del embalse de Arrocampo y es vertida al embalse Torrejón-Tajo por medio del aliviadero auxiliar y el canal de descarga de la presa de Arrocampo. Este aliviadero y sus compuertas datan de 1976.

Para dar cumplimiento con la legislación, se mantiene un control continuo de la mezcla de agua, lo que ha exigido la sustitución de las cuatro compuertas del aliviadero auxiliar y la realización del entronque entre el nuevo canal de vertido del TEVA y el aliviadero auxiliar.

La complicación propia a trabajos en los que se interrumpe la libre circulación de agua, se ha visto agravada por la necesidad de construir elementos de obra civil con tolerancias dimensionales muy exigentes en consonancia con los elementos mecánicos en ellos embebidos y por los severos plazos de ejecución justificados por la necesidad operacional de mantener el nivel del embalse de Arrocampo dentro de unos márgenes muy estrechos en los que la evacuación de agua está supeditada a la refrigeración de los grupos de generación eléctrica de la Central Nuclear de Almaraz.

Los trabajos se han desarrollado durante 8 semanas entre los meses de noviembre de 2011 y febrero de 2012. Estos han consistido en la realización del entronque entre el canal de descarga del TEVA y el aliviadero auxiliar mediante la apertura en el muro de este último, refuerzo del mismo, construcción de postizos de hormigón para la colocación de las nuevas compuertas y remozamiento del aliviadero auxiliar.

SALA 11 Miércoles 25 - 15:30 a 17:30 h.

12- MANTENIMIENTO (II): INSPECCIONES

PRESIDENTE: **Emilio González Álvarez**
TECNATOM

COORDINADOR: **David Soro**
C.N. VANELLOS II

12 - 02

VALIDACIÓN DE LAS TÉCNICAS DE ULTRASONIDOS Y CORRIENTES INDUCIDAS PARA INSPECCIONAR LOS TUBOS DE ALOJAMIENTO DE LOS ACCIONADORES DE LAS BARRAS DE CONTROL (CRDH)

P. Gómez, J. Sánchez, A. García, P. Resa
TECNATOM

Tecnatom ya ha desarrollado en el pasado procedimientos de inspección con ultrasonidos para examinar los tubos de alojamiento de los accionadores de las barras de control (CRDH) de las vías BWR de varias centrales nucleares.

En cada caso, las técnicas de inspección han dependido tanto del volumen de examen requerido, como de los defectos postulados. También, teniendo en cuenta el posible acceso al componente, se desarrollaron equipos mecánicos de características diferentes.

Tecnatom ha sido requerido por una central nuclear suiza para validar un sistema de inspección para examinar los CRDH de esa planta. Las técnicas y los equipos empleados cumplen con los requisitos de la *Swiss Regulator Qualification Guideline B07* para las inspecciones en servicio. Como una acción proactiva, el sistema de inspección también cumple con los requisitos del *Code Case N-730*.

Para resolver estas inspecciones (detección y cálculo de las dimensiones de los defectos), Tecnatom ha desarrollado un procedimiento de ultrasonidos (que combina las técnicas TOFD y pulso-eco) y un procedimiento de corrientes inducidas.

Además se han fabricado dos nuevos módulos porta-palpadores, y se ha mejorado el diseño del equipo mecánico. También los equipos de adquisición de datos se han modificado para permitir realizar todas las inspecciones con una única introducción del equipo mecánico en el componente.

Este artículo describe las técnicas desarrolladas y los equipos utilizados para la inspección de los tubos de alojamiento de los accionadores de las barras de control (CRDH).

12 - 03

APLICACIÓN DE LAS GUÍAS DE INSPECCIÓN DE INTERNAOS DEL MRP-227-A A C.N. ALMARAZ

M. Colomer Martínez¹, M. García Valcárcel¹, J.J. Jiménez García², R. Somavilla Barros²

¹TECNATOM, ²CNAT

El documento MRP-227-A de EPRI contiene guías de inspección y evaluación de los componentes internos de la vasija durante la operación extendida de las plantas PWR. Por su proximidad al núcleo, los internos están sometidos a elevados niveles de irradiación y durante la operación a largo plazo es particularmente importante gestionar adecuadamente los efectos de su degradación para garantizar la operación segura de las plantas.

El objetivo de este trabajo es presentar el programa de inspección de los internos de C.N. Almaraz definido para la operación a largo plazo. Dicho programa se basa en las guías y recomendaciones del MRP-227-A, que constituye un documento de referencia para la elaboración de un programa de gestión de envejecimiento de internos de acuerdo con el NUREG-1801 Rev.2.

En consonancia con las directrices del MRP-227-A, se han clasificado los internos de C.N. Almaraz en cuatro grupos: Primario, Extensión, Programa Existente y Sin Medidas Adicionales. En función de esta clasificación, se han establecido requisitos de inspección de los componentes internos. Para los componentes de los grupos Primario y Extensión se han definido la técnica, la frecuencia y el

12 - 01

INSPECCIÓN AUTOMÁTICA EN LAS ZONAS ROSCADAS DE LA BRIDA DE LA VASIA DEL REACTOR

D. Soro Sánchez¹, P. González García²

¹ANAV, ²TECNATOM

Inspección automática de las zonas roscadas de la brida de la vasija del reactor, requerida por sección XI del código ASME.

Hasta la fecha, una parte de los alojamientos se inspeccionaba de forma manual, con unos condicionantes específicos de la parada para recarga.

(**)ASME XI regula la frecuencia de inspección de las zonas roscadas (ZR) en la brida de la vasija del reactor. Se requiere la inspección volumétrica del 100% de los alojamientos en cada intervalo. La mayoría de alojamientos se inspeccionaban a final de intervalo, coincidiendo con la Inspección Mecanizada de Vasija, sin embargo existen 12 alojamientos que quedan interferidos en la inspección mecanizada, de forma que era necesario la inspección de forma manual en recargas anteriores en unas condiciones específicas.

Este equipo de inspección permite que las zonas roscadas se inspeccionen durante las recargas, de forma automática, con las ventajas que ello implica.

Se expondrá la normativa aplicable, así como el volumen requerido a inspección, criterios de aceptación, comparación de realización de inspección de forma manual frente a la realización de forma automática. (Tiempos de ejecución, dosis, registros, tareas dentro de camino crítico...)

Asimismo, se realizará una breve descripción de los equipos utilizados, y requisitos de planta, contingencias, planificación, etc. Todo ello acompañado de fotografías y esquemas explicativos/clarificatorios.

Estos equipos y técnicas de inspección se utilizaron por primera vez en la 18 Recarga en CNV II, con resultado satisfactorio.

alcance de las inspecciones en el caso particular de C.N. Almaraz, así como los requisitos de aceptación de resultados. El estudio realizado amplía el alcance de las inspecciones de internos de cara a la operación extendida de C.N. Almaraz. En concreto, y de acuerdo con el MRP-227-A, deberán inspeccionarse necesariamente los componentes del grupo Primario, que son nueve en el caso de C.N. Almaraz. La aplicación de este nuevo programa de inspección garantiza el cumplimiento del NUREG-1801 Rev.2.

12 - 04

CUALIFICACIÓN DEL SISTEMA AUTOMÁTICO DE SEÑALES DE CORRIENTES INDUCIDAS DE TUBOS DE GENERADORES DE VAPOR EN EPRI

B. Ribes, F. García, M. Salvatori, JM. Rego

TECNATOM

Los sistemas avanzados de inspección por corrientes inducidas de tubos de generadores de vapor cuentan con clasificadores automáticos de señales lo que les permite realizar un análisis secundario que complementa al análisis primario realizado por un analista.

El software de análisis de datos de generadores de vapor desarrollado por Tecnatom, TEDDY-EVAGV, cuenta con la opción de realizar un análisis automático basándose en una serie de algoritmos de localización, detección y clasificación de señales. Con el objetivo de cualificar dicho sistema en el EPRI, se ha procedido a optimizar el mismo permitiendo a la vez analizar una mayor variedad de modelos de generadores de vapor así como de tipos de defectos.

Para cualificar el sistema se ha realizado su optimización en las tres etapas claves del mismo: localización de estructuras, detección de posibles señales y clasificación de las mismas, resultando en una mayor versatilidad (capacidad para contemplar otros modelos de generador de vapor), un incremento en la capacidad de detección (se cuenta con dos algoritmos independientes de búsqueda de posibles indicaciones) y una mejora en el sistema de clasificación basado en reglas, dotándolas de nuevos parámetros de caracterización de defectos. En conclusión, se ha mejorado todo el proceso y se dispone de un sistema más robusto y fiable. Como resultado de estas optimizaciones se ha conseguido la cualificación del sistema automático en el EPRI.

12 - 05

TPROBE: NUEVA SONDA ARRAY DE CORRIENTES INDUCIDAS PARA LA INSPECCIÓN DE TUBOS DE GENERADORES DE VAPOR BASADA EN UN CIRCUITO IMPRESO FLEXIBLE

J.L.Castresana, J.Hernández, J. Rodrigo., E. Leon

TECNATOM

Las sondas array de corrientes inducidas cada vez están cobrando más protagonismo en las inspecciones por END. Tal es el caso de las inspecciones de los tubos de los generadores de vapor. Estas sondas permiten detectar defectos con cualquier orientación a la vez que reducir considerablemente los tiempos de inspección.

A diferencia de las sondas existentes en el mercado donde los elementos del array son bobinados convencionales, Tecnatom, ha desarrollado una sonda basada en bobinados que están en el propio circuito impreso flexible y que es capaz de detectar defectos con cualquier orientación. El reto ha consistido en conseguir un diseño tanto del circuito impreso como de la electrónica de control que permitieran obtener una óptima relación señal/ruido.

La sonda Tprobe está compuesta por una bobina circular y un

array de 32 elementos que trabajan en modo emisor-receptor en una secuencia de excitación controlada por una serie de multiplexores. La sonda se ha optimizado a todos los niveles para conseguir unos niveles de señal equivalentes o superiores a las pocas sondas similares que hay en el mercado habiéndose validado en laboratorio, así como en campo, con unos resultados totalmente satisfactorios. Las elevadas prestaciones de la sonda TProbe junto con las capacidades que ofrecen el nuevo equipo de corrientes inducidas ETBox8i constituyen una tecnología puntera en las inspecciones de tubos de generadores de vapor.

12 - 06

UN ENTORNO WEB PARA LA INSPECCIÓN EN SERVICIO

N. Robles Güemes, M^a L. García Heras, M. García Valcárcel
TECNATOM

La Inspección en Servicio tiene como objetivo mantener la integridad estructural de los componentes y sistemas relacionados con la seguridad durante la vida en servicio de la instalación. Las centrales nucleares están requeridas a implantar un Programa de Inspección en Servicio de acuerdo con la regulación establecida por el Organismo Regulador. En este contexto, Tecnatom, ha elaborado dos herramientas en entorno web para el análisis de la Normativa ISI, y el seguimiento de las actividades del MRP (Materials Reliability Program) de EPRI, del cual Tecnatom es Centro de Referencia de UNESA.

La Web de Normativa ISI tiene como objetivo informar a las centrales nucleares españolas sobre la publicación de las novedades de la Normativa ISI, y de las experiencias operativas, mediante la distribución de informes y análisis de aplicabilidad de los temas con repercusión en el Programa de Inspección. La Web del CdR UNESA-MRP sirve de cauce, junto con la emisión de boletines periódicos, para la difusión de las actividades del MRP al sector nuclear español. La Web permite acceder a la información sobre los proyectos del MRP, así como la solicitud de aclaraciones sobre sus contenidos.

La Web de Normativa ISI pone a disposición del sector nuclear la información contenida en la Web tan pronto como es recibida y analizada para su distribución. También ofrece un servicio de asesoramiento y la posibilidad de participar en foros de discusión sobre cuestiones relacionadas con la ISI. La información analizada se transmite mediante boletines e informes del estado del arte, los cuales se tratan pormenorizadamente en posteriores reuniones.

El CdR UNESA-MRP emite un boletín después de las dos reuniones anuales de los Technical Advisory Committee (TAC) del MRP. Los boletines resumen lo tratado y analizan el interés de los proyectos presentados para las centrales nucleares, permitiendo también acceder a las presentaciones originales.

12 - 07

EXPERIENCIA DE GESTIÓN DEL PROGRAMA DE INSPECCIONES DEL REACTOR DE LA CENTRAL NUCLEAR DE SANTA MARÍA DE GAROÑA

F. Corchón
NUCLENOR

El programa de inspección del reactor e internos es responsabilidad del explotador, está sometido a una normativa cambiante y ha representado en el caso de Garoña un coste significativo, puesto que frecuentemente ha condicionado la duración de las paradas de recarga.

Esta presentación resume la experiencia acumulada en la gestión del programa de inspección del reactor de Garoña, tanto de la barrera de presión, como de sus internos.

Se describen prácticas habituales para la confección del programa de inspecciones, así como mejoras realizadas durante los últimos años.

En concreto se explican, nuestra experiencia de monitorización de parámetros de operación, y mejoras en el seguimiento de la experiencia operativa externa y en la preparación de contingencias.

Entre ellas se exponen casos de colaboración con EPRI para facilitar el licenciamiento de reducciones del programa de inspecciones y de contingencias de reparación.

12 - 08

INTRODUCCIÓN DE LOS ESTUDIOS DE FIABILIDAD HUMANA EN EL ANÁLISIS RAMI DE LAS OPERACIONES DE MANTENIMIENTO POR CONTROL REMOTO EN IFMIF

J. Abal¹, J. Dies¹, E. Baeza¹, J. M. Arroyo², E. Bargalló¹,

A. García², C. Tapia¹, A. De Blas¹, J. Mollá², A. Ibarra²

¹FEEL, UNIVERSITAT POLITÉCNICA DE CATALUNYA

²CIEMAT

La instalación internacional para la irradiación de materiales de fusión (IFMIF) es esencial en la construcción de los futuros reactores de fusión. Su disponibilidad operacional es un requisito importante para poder proveer a tiempo el conocimiento del comportamiento de los materiales en ambientes altamente irradiados. El sistema de mantenimiento por control remoto es crítico para conseguir los excelsos criterios de disponibilidad.

En este trabajo, se ha realizado un análisis RAMI (fiabilidad, disponibilidad y estrategias de mantenimiento e inspección por sus siglas en inglés) de las distintas operaciones de mantenimiento por control remoto paliativo y preventivo. En dicho análisis se han introducido estudios de fiabilidad humana (HRA) mediante técnicas de predicción del comportamiento humano (THERP) asumiendo un comportamiento caracterizado por la norma de buenas prácticas de INPO.

Los resultados muestran que los mayores contribuidores a la indisponibilidad del sistema de mantenimiento son aquellas operaciones donde el comportamiento humano es crítico. Las mejoras procedimentales y de diseño son implementadas hasta llegar al requerimiento de disponibilidad; demostrando así la introducción de los estudios de fiabilidad humana dentro de los análisis RAMI como una herramienta eficaz para el incremento de disponibilidad en la fase de diseño.

Este trabajo ha sido subvencionado por el ministerio MINECO sobre los proyectos AIC10-A-000441 y AIC-A-2011-0654.

12 - 09

CUMPLIMIENTO DE LA INSTRUCCIÓN TÉCNICA COMPLEMENTARIA (ITC) A LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN DE C.N. ASCÓ I Y II EN RELACIÓN A PRUEBAS DE ACEPTACIÓN DE LOS SISTEMAS DE FILTRACIÓN DE AIRE

J. J. Sierra Muñoz¹, R. Hernández Estrada²

¹TECNATOM, ²ANAV

Dentro de las Instrucciones Técnicas Complementarias a las renovaciones de licencia de operación de las centrales nucleares españolas, los sistemas de filtración de aire son objeto de una es-

trecha supervisión desde el CSN. La actualización de la normativa, y el cumplimiento de los parámetros de funcionamiento de dichos sistemas, centran el alcance de los estudios requeridos.

En el período Febrero 2012 a Mayo de 2013, TECNATOM ha realizado las pruebas de aceptación de todos los sistemas de filtración de C.N. Ascó I y II, de acuerdo con la normativa ASME N510-1989, tal como requieren las Guías Reguladoras 1.52, Rev.3, para sistemas post-accidente, y 1.140, Rev.2, para sistemas de operación normal.

Estos trabajos han afectado a 23 sistemas de la central, con un total de 39 unidades de filtración de aire.

Se ha procedido a la realización de las pruebas de capacidad estructural y fugas de los housing, capacidad de caudal, distribución de flujo, uniformidad de concentración para la validación de puntos de pruebas de fugas de filtros, y las pruebas de fugas de los filtros de partículas y de adsorción de iodos, para las que ha habido que validar manifolds de inyección, y emplear métodos no convencionales de medidas de caudal, como la técnica de gases trazadores.

Los resultados han servido para:

- Redefinir límites operativos de los sistemas, como es el caso de la pérdida de carga máxima por colmatación de filtros.
- Mejorar la ejecución de las pruebas periódicas de fugas de los filtros.
- Establecer criterios de mantenimiento e inspecciones periódicas.
- Definir posibles modificaciones de diseño para la mejora de los sistemas.

12 - 10

IMPLANTACIÓN DE UN PROCESO DE FIABILIDAD DE EQUIPOS EN ANAV

J. M. Bueno, F. Tarrasa, F. Mirallas

ANAV

A medida que la edad de las plantas nucleares en operación aumenta, los aspectos relacionados con el envejecimiento de estructuras, sistemas y componentes (ESC) ganan importancia. La monitorización de fallos e indisponibilidades de ESC, en un marco regulatorio, se lleva a cabo mediante la regla de mantenimiento (RM), lo que permite evaluar la bondad de las prácticas de mantenimiento en uso.

Las distintas prácticas de mantenimiento suelen establecerse con una frecuencia fija y están expuestas a revisión, en función de los resultados de la RM, o a consecuencias de análisis de sucesos dentro del programa de acciones correctivas (PAC). A pesar de ello, un enfoque adicional más proactivo y basado en la condición de los equipos debe redundar, a largo plazo, en una mejora de la fiabilidad de los ESC. En esta ponencia se describe los pasos que se han dado en ANAV para la implantación de un proceso de fiabilidad de equipos (ER).

El documento de INPO AP-913 ha sido la base para la implantación del proceso ER en ANAV y constituye uno de los objetivos estratégicos establecidos por ANAV para alcanzar una gestión excelente de activos que garantice la operación segura de las plantas, tanto para su vida de diseño, como para el alargamiento de vida. Actualmente, se han implementado total, o parcialmente, los seis bloques que constituyen el proceso ER, destacándose los planes de monitorización y los informes de salud de sistemas, así como el establecimiento del comité de salud de sistemas, como órgano de la dirección donde tratar los aspectos relacionados con la fiabilidad y la obsolescencia de ESC. Asimismo, se ha iniciado la confección de nuevas plantillas de mantenimiento preventivo, basadas en EPRI PMBasis, a fin de complementar, en un futuro próximo, el mantenimiento de ESC con un enfoque más predictivo, que complemente el actual preventivo de frecuencia fija.

12 - 11

ADVANCE: PROYECTO DE INVESTIGACIÓN DE ENVEJECIMIENTO EN CABLEADO ELÉCTRICO

J. C. Cano¹, S. Ruiz Rabanedo¹, Ja. Testa²

¹TECNATOM, ²EDF

A medida que las plantas nucleares envejecen aumenta la importancia de la evaluación de la condición de cables de baja tensión de instrumentación, control y potencia . Adicionalmente, mientras se construyen nuevas centrales, la elección de los cables y el uso de técnicas de monitorización in-situ para conseguir indicadores fieles al envejecimiento, puede resultar muy útil a lo largo de la vida de la planta.

El objetivo de este proyecto es adaptar, optimizar y valorar técnicas de "Condition Monitoring" para cables de centrales nucleares, que permitan conocer el estado del cable, junto con el establecimiento del criterio de aceptación apropiado, para estimar el estado del cable a lo largo de su longitud y estimar su vida residual.

En el proyecto se estudia el envejecimiento acelerado de una serie de cables instalados en Centrales Europeas con el fin de evaluar la habilidad de medidas de técnicas de "Condition Monitoring" para detectar envejecimiento global y local. Los resultados se comparan con técnicas aceptadas de evaluación de envejecimiento para validar la estimación de vida residual.

En la ponencia se expone las etapas principales del proyecto y el estado actual del mismo.

SALA 3 Miércoles 25 - 15:30 a 17:30 h.

13- RESIDUOS RADIACTIVOS

PRESIDENTE: Marina Rodríguez Alcalá
CIEMATCOORDINADORA: Ana Muñoz Sicilia
ENUSA

13 - 01

ESTUDIO DE APLICABILIDAD DE UN SISTEMA DE ÓSMOSIS INVERSA EN EL TRATAMIENTO DE RESIDUOS LIQUIDOS (RAD-WASTE)

R. Hortigüela Martínez, P. Ruiz García, A. Sáiz Cuesta
NUCLENOR

El sistema actual de tratamiento y recuperación del agua de la línea de suelos (evaporación seguida de una desmineralización por resinas de intercambio iónico) es eficaz, pero con un coste económico y medioambiental relevante. El consumo de gasóleo anual, es directamente proporcional al número de horas de funcionamiento de los concentradores.

Con esta referencia, la Sección de Química, Radioquímica y Medio Ambiente de la CN de Santa María de Garoña ha analizado otros sistemas alternativos de tratamiento de aguas con el fin de optimizar los procesos desde el punto de vista económico y medioambiental.

Una de las tecnologías más extendidas actualmente en la desionización del agua es la ósmosis inversa. Esta técnica consiste en la eliminación de sales solubles mediante membranas semipermeables. Dichas membranas son permeables al agua, pero impermeables a la mayoría de iones.

Este artículo tiene como objeto dejar constancia de los trabajos y análisis realizados, así como los resultados obtenidos en los mismos, siendo el fin último, decidir sobre la conveniencia o no de instalar un sistema de Ósmosis Inversa en el Rad-Waste.

La información necesaria para el desarrollo de este estudio ha comprendido los siguientes puntos:

- Determinar las características de agua a tratar: Intervalo de conductividad, tipos de sales presentes, concentración de insolubles, materia orgánica, pH, actividad e isótopos más significativos.
- Determinar la calidad del agua obtenida: Intervalo de conductividad, tipos de sales presentes, concentración de insolubles, materia orgánica, pH, actividad e isótopos más significativos.
- Calcular la capacidad del sistema: Volumen anual tratado, caudal máximo y mínimo de tratamiento.
- Estudiar que pretratamientos eran necesarios antes del proceso de ósmosis.

Que residuos son generados en el proceso: Tipo de residuos, tratamiento que se les da, cantidad, actividad, volumen final del residuo una vez preparado para su almacenamiento definitivo.

La conclusión al estudio realizado ha sido satisfactoria desde un punto de vista tanto técnico como económico. De acuerdo a los datos recopilados y diseño propuesto, es posible tratar un caudal de $5 \text{ m}^3/\text{h}$, mediante un sistema de osmosis inversa de tres etapas, capaz de tratar agua con valores de conductividad entre 1000 y

5000 $\mu\text{S}/\text{cm}$, con picos puntuales de hasta 8000 $\mu\text{S}/\text{cm}$. El grado de recuperación que se alcanza ronda el 80% y la conductividad a la salida del sistema es $< 20 \mu\text{S}/\text{cm}$, valores admisibles para su acondicionamiento en la cadena de afino del Radwaste.

13 - 02

ESTUDIO DE LA INFLUENCIA DE LA COMPOSICIÓN Y DENSIDAD DEL CEMENTO PARA LA DETERMINACIÓN DE LA EFICIENCIA EN LA MEDIDA DE BULTOS HOMOGÉNEOS MEDIANTE ISOCS

M. J. Marijuán, J. A. Suárez-Navarro, M. Á. Esteban-Jiménez, J. Quiñones

CIEMAT

El CIEMAT dispone de un Servicio de Gestión de Residuos Radiactivos que realiza la gestión integral de los residuos radiactivos del Centro. La caracterización de estos residuos radiactivos es uno de los aspectos más importantes de dicha gestión, ya que permite la clasificación de los residuos en baja y media actividad (RBMA), muy baja actividad (RBBA) o potencialmente desclasificable. La clasificación de los residuos como RBMA o RBBA determinará las condiciones de almacenamiento y transporte. En el caso de los materiales desclasificables implicará que éstos puedan ser desclasificados, en cuyo caso dejarán de estar bajo el control regulador pudiendo ser expedidos fuera del centro como un residuo convencional.

En este trabajo se ha estudiado la influencia de la composición química y la densidad de la matriz en la determinación de eficiencias de recuento, obtenidas mediante el software ISOCS en bultos con residuos homogéneos. Asimismo, se han comparado las curvas de eficiencias determinadas experimentalmente y mediante dicho software. Los estudios se realizaron en la medida de los bidones tanto en estático como con giro. La validación del método se realizó empleando un bidón homogéneo de cemento con una actividad conocida de ^{152}Eu y bidones reales que fueron medidos mediante espectrometría gamma segmentada. Con todos estos estudios se ha establecido una metodología para determinar la eficiencia de medida de bidones con residuos homogéneos mediante giro.

Los resultados obtenidos en las eficiencias de recuento experimental y la determinada mediante ISOCS son concordantes. Por otra parte, se ha comprobado la influencia de la composición química y densidad de la matriz de un posible bulto homogéneo, permitiendo conocer los parámetros más relevantes en la determinación de la eficiencia mediante el software ISOCS. Los resultados obtenidos en la validación interna con el bulto homogéneo de actividad conocida de ^{152}Eu fueron satisfactorios. Finalmente, se utilizó la eficiencia obtenida mediante el método propuesto para el cálculo de la actividad de varios bultos gestionados por el Servicio de Gestión de Residuos Radiactivos del CIEMAT y se comparó con los obtenidos mediante espectrometría gamma segmentada.

13 - 03

DISEÑO DE LOS LIMITADORES DE IMPACTO DE UN BULTO TIPO B(U). ENSAYOS DE CAÍDA Y VALIDACIÓN DEL MODELO ANALÍTICO

D. Garrido Quevedo
ENSA

En el diseño de un contenedor para transporte de combustible gastado, los limitadores de impacto son parte fundamental para el cumplimiento de los requisitos normativos de transporte (ADR,

etc). Para el licenciamiento de este bulto, Ensa realizó los ensayos de caída requeridos en la normativa sobre un modelo a escala. Los resultados de dichos ensayos son de suma importancia para la validación de los modelos analíticos. Los modelos analíticos sirven, además, para verificar otras orientaciones que puedan causar mayor daño.

El objetivo es confirmar mediante ensayos reales sobre un modelo a escala que el diseño y los resultados obtenidos mediante simulación (análisis numérico) se ajustan a la realidad con un alto grado de confianza y similitud. Para ello se realizan los ensayos de caída en un laboratorio acreditado con un modelo a escala 1/3 detallado del contenedor y limitadores de impacto (ENUN 32P). Mediante equipos sofisticados se miden las aceleraciones y deformaciones en campo, que posteriormente se comparan con los resultados analíticos.

Los resultados obtenidos garantizan que: a) el diseño cumple el objetivo de que la máxima fuerza de deceleración sea < 60G's; b) los limitadores de impacto permanecen en su sitio después de las caídas; c) el sistema de contención permanece intacto después de cada caída (verificado mediante pruebas de fuga antes y después de cada caída); d) que en todas las caídas el modelo analítico reproduce de forma satisfactoria el comportamiento real del bulto. Por otro lado, el modelo analítico, permitió encontrar una orientación, diferente a las indicadas en la normativa, que producía un daño mayor sobre el limitador de impacto. Una caída a 45° con el diseño original ocasionaba aceleraciones por encima del valor máximo permitido (60G's). Esto originó la necesidad de un cambio en la geometría del limitador de impacto. Conclusión: La combinación de ensayos sobre modelos a escala y la validación de los métodos de cálculo son herramientas necesarias para el diseño de los limitadores de impacto de un contenedor de transporte de combustible gastado.

13 - 04

TRANSPORT OF RESIDUES WITH TN®81 CASK: PAST, PRESENT, AND FUTURE

V. Mercier, N. Allimann
AREVA – TN INTERNATIONAL

France, like other countries including Japan, UK, Russia and China, has chosen the closed fuel cycle, where used fuel is recycled at 96% of its content. This treatment, performed at AREVA's La Hague plant allows recovering uranium 95% and plutonium 1% for recycling, the remaining 4% being considered as ultimate waste.

Most of the ultimate waste can be sorted into two categories:

- High level activity waste (HLW) composed of fission products and minor actinides, which account for the largest share of radioactivity; this type of waste is vitrified
- Long-lived Intermediate level waste (ILW) composed of structural elements of used nuclear fuel (hulls and end pieces); this type of waste is compacted.

Whether vitrified or compacted, the waste is conditioned in the same universal and multipurpose metallic container, named the Universal Canister. The resulting residue is named CSD-V or CSD-B for vitrified waste and CSD-C for compacted waste; they both remain property of the utilities and must be returned to countries of origin.

In order to transport Universal Canisters in the best technical and economical conditions, AREVA TN International designs two kinds of cask solutions for its customers, either for transport only or for dual purpose, transport and interim storage, depending on the facility receiving the canisters.

The purpose of this paper is to underline the past, the present and the future of the dual purpose cask TN®81.

In the mid nineties, TN International started to design casks for transport and storage of vitrified high level waste conditioned at AREVA La Hague recycling facility: TN®81 cask.

The TN®81 cask, currently licensed in France, Switzerland, UK and very soon in Australia, is the right solution for the return and storage of up to 28 vitrified residues resulting of the recycling of 40 tons of used fuel.

13 - 06

DESCONTAMINACIÓN DE GRAFITO POR TRATAMIENTO QUÍMICO

J.L. Gascón, G. Piña
CIEMAT

El desmantelamiento de reactores que utilizan grafito como moderador o reflector requiere gestionar una gran cantidad de material el cual contiene cantidades elevadas de radionucleidos que pueden limitar su almacenamiento. En esta ponencia se presenta un estudio de la descontaminación de grafito irradiado mediante tratamiento químico que se ha realizado dentro del proyecto CARBOWASTE perteneciente al VII Programa de la UE (2007-2013).

En este trabajo se han realizado tratamientos de lixiviación de grafito irradiado con diferentes disoluciones de ácidos, bases y agentes complejantes, a diferentes concentraciones, tiempos y temperaturas, y se ha determinado el grado de descontaminación de radionucleidos emisores alfa, beta y gamma.

La mayor descontaminación de ^{60}Co se obtuvo cuando se utilizó una disolución de HCl 3 M a 80 °C. En estas condiciones se lixivía el 87% de Pu, el 100% de Am, el 84% de Eu y el 77% de Nb. Cuando se añade un agente acomplejante, como ácido cítrico u oxálico, a una disolución de H_2SO_4 de HNO_3 o de HCl 3 M a 20 °C se lixivía el 100% de Am y de Eu.

Estos resultados demostrarían que estos radionucleidos se encuentran unidos al grafito por medio de enlaces iónicos. Sin embargo, las disoluciones de ácidos H_2SO_4 , de HNO_3 o de HCl, o de NaOH, no lixivian el ^3H o el ^{14}C . Los mejores resultados para la descontaminación de ^3H se obtuvieron cuando se utilizó una disolución de $\text{H}_2\text{SO}_4:\text{HNO}_3$ (4:1) a 20 °C. En estas condiciones se lixivaba el 90% del ^3H y sólo un 14% del ^{14}C . Estos resultados indicarían que ^3H y ^{14}C estarían unidos al grafito por enlaces covalentes.

13 - 07

PROJECT5 - TECHNICAL DESIGN AND INTERMEDIATE SAFETY ASSESSMENT REPORT FOR THE BULGARIAN NATIONAL DISPOSAL FACILITY

I. Stefanova¹, E. González², E. Biurrun³, M. Navarro⁴
¹SERAW, ²WESTINGHOUSE ELECTRIC SPAIN SAU
³DBE TECHNOLOGY GMBH, ⁴ENRESA

In 2005 the Bulgarian Government directed the State Enterprise for Radioactive Waste (SERAW) to construct a National Disposal Facility for low and short-lived intermediate level radioactive waste. The Conceptual and Technical Design and Intermediate Safety Assessment Report was assigned to the Consortium comprising Westinghouse Electric Spain, Germany's DBE Technology and the Spanish national radioactive waste management firm ENRESA.

In October 2011, the Consortium started to work. The Conceptual Design involved two alternatives for two different locations on the previously selected Radiana site. Both variants were made fully compliant with all relevant Bulgarian nuclear and nonnuclear regu-

lations. After a thorough study of the documentation, SERAW chose one of these two conceptual design variants on December 2012, allowing the Consortium to start developing the Technical Design of this option.

The first complete package of the Technical Design documentation was submitted to SERAW for revision on March 2013. SERAW's experts immediately started the review of the design. The documentation was submitted also to independent highly-qualified Bulgarian experts and scientists, who participated in the review of certain aspects of the design and every one of them offered advice in his area of expertise. In this way SERAW guaranteed the best and safest option for construction of the disposal facility. Once the experts' opinions were received the Consortium made the necessary corrections and offered the final version of the design. For the next stage the Bulgarian legislation requires the Technical Design to be submitted for coordination to a number of authorities. Only after that SERAW will be able to start the procedures for approval of the investment project and to apply for a construction permit.

13 - 08

LA PLANTA DE TRATAMIENTO POR PLASMA PARA RBMA DE LA C.N. DE KOZLODUY, DEL PAPEL A LA REALIDAD

D. Cano¹, E. Andrés¹, S. Gutiérrez¹, L. Aresti¹, J. Deckers²

¹IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN

²BELGOPROCESS

El consorcio formado por Iberdrola Ingeniería y Construcción y Belgoprocess (Bélgica) fue adjudicatario en mayo de 2009 del suministro y puesta en marcha de una planta de tratamiento de residuos de media y baja actividad mediante la tecnología de Plasma en la C.N. de Kozloduy (Bulgaria). El factor de reducción de volumen que se alcanza con esta tecnología fue el factor

definitivo para su selección. Dicho proyecto valorado en aproximadamente 30M€ se financia con fondos búlgaros (30%) y del BERD (70%).

Entre los años 2009 y 2011 el consorcio tuvo que enfrentarse a los procesos de aprobación del diseño por parte del cliente así como a incorporar modificaciones en el mismo para adecuarlo a sus requisitos. Durante la segunda mitad del año 2012 y el primer trimestre de 2013 la totalidad de los equipos se han fabricado por parte de los cuatro principales contratistas (sistema de trituración/alimentación, horno/antorchas de plasma, tratamiento de gases y cámara de enfriamiento). Dicha fabricación ha culminado con una batería satisfactoria de pruebas en fábrica (FAT) antes del envío al emplazamiento.

El sistema de transporte y trituración de residuos que consta de dos etapas de trituración y tubo de inyección refrigerado por agua (tipo "gatling") ha supuesto un reto de integración con el horno fabricado por EUROPLASMA. El horno, refractado y refrigerado por camisas de agua es de diseño "tilting furnace" (horno basculante) donde el residuo se inyecta axialmente. La antorcha de plasma ubicada en la cabeza del horno es un diseño comercial del contratista francés, si bien la conexión con el sistema off-gas y el sistema de vertido del residuo ("pouring") han sido diseñados y fabricados específicamente para el proyecto. El fundente descargado del horno es recogido en un conjunto de moldes (molde de colada y molde de enfriamiento) basados en la experiencia del operador suizo ZWILAG para ser posteriormente enfriado en una cámara que opera a modo de carrusel. El sistema off-gas de la planta es esencialmente el mismo que existe en la planta belga de CILVA (incineradora convencional de residuos de baja). La amplia experiencia de Belgoprocess ha servido para conseguir un nivel de integración óptimo de todos los diseños y subsistemas.

Si bien la fabricación de totalidad de los equipos ha finalizado en 2013, no se espera poder operar la planta hasta 2016, debido al retraso en la obtención de los permisos asociados al impacto ambiental por parte del cliente.

SALA 12 Miércoles 25 - 15:30 a 17:30 h.

14- SEGURIDAD NUCLEAR (I): CÓDIGOS DE SIMULACIÓN

PRESIDENTE: Francisco Sánchez Álvarez
TECNATOM

COORDINADOR: Mariano Fiol
IBERDROLA INGENIERÍA

14 - 01

SIMULACIÓN DEL EXPERIMENTO OECD/ROSA TEST 4 DE SGTR CON TRACE 5.0

E. S. López-Alonso, G. JiménezGonzalo, C. Queral
UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID

La Agencia Japonesa para la Energía Atómica (JAEA) comenzó en 2009 el proyecto OECD/NEA ROSA-2, para realizar experimentos termohidráulicos en temas relevantes para la seguridad de los reactores LWR. La gestión de los operadores durante un accidente de rotura de tubos de generador de vapor de un reactor PWR (SGTR) fue considerado como una de las cuestiones de seguridad a analizar.

Dentro de los experimentos realizados en la instalación experimental LSTF, el Test 4, reproducía un transitorio SGTR debido a una rotura en doble guillotina en uno de los tubos en U de uno de los dos generadores de vapor. Se decidió simular este experimento con el modelo de ROSA en TRACE 5.0 de la UPM debido a su gran interés al involucrar multitud de acciones humanas.

El objetivo de este trabajo es la validación del modelo utilizado para simular el transitorio SGTR y evaluar las posibles mejoras en los procedimientos de operación de emergencia para minimizar dicho escape de productos de fisión.

Para ello, se ha simulado la respuesta termohidráulica del modelo durante el transitorio SGTR del Test 4, obteniendo datos de la evolución de la fuga en el generador de vapor, así como el comportamiento de los circuitos primario y secundario y los sistemas de seguridad.

Para poder valorar la importancia de las acciones humanas se han realizado sensibilidades a los tiempos de actuación, así como de los principales parámetros de la simulación.

14 - 02

MODELIZACIÓN DEL SUceso INICIADOR DEL ACCIDENTE DE FUKUSHIMA DAIICHI EN LA C.N. DE ZION MEDIANTE EL CÓDIGO MAAP5

K. Fernández Cosials¹, P. Barreira Pereira¹, G. Jiménez Varas²

¹GAS NATURAL FENOSA ENGINEERING

²ETSII. UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID

Los recientes acontecimientos acaecidos en el sector nuclear mundial a consecuencia del accidente de Fukushima demandan

el análisis, mediante herramientas de simulación, de las fenomenologías asociadas a secuencias accidentales similares. El código MAAP5, *Modular Accident Analysis Program*, simula de forma integral el comportamiento de reactores nucleares de diversas tecnologías, desde condiciones de operación normal hasta evolución de accidentes severos, permitiendo reproducir las actuaciones manuales de operador.

El código, además de los modelos de simulación termohidráulica, incluye modelos de comportamiento de productos de fisión tanto en el circuito primario como en el edificio del reactor o auxiliar, y permite simular las actuaciones manuales de operador así como las automáticas de los sistemas de salvaguardia.

El proyecto presenta la simulación de la progresión del suceso iniciador del accidente de Fukushima Daiichi en una central nuclear de diferente tecnología. La central seleccionada es ZION, tipo PWR de 4 lazos, situada en E.E.U.U. El objetivo principal del proyecto es la modelización del accidente con un código novedoso en la industria, MAAP5, y en una planta nuclear diferente, así como la realización de análisis de sensibilidad a diversos parámetros para evaluar su influencia en la evolución del accidente.

El trabajo presenta el análisis de la evolución del accidente simulado, así como la evaluación de los diferentes análisis de sensibilidad realizados sobre diversos parámetros con influencia en dicha evolución: condiciones pre-accidente, acciones de operador, etc. Se han analizado acciones de operador, no contempladas en los procedimientos de emergencia, que podrían condicionar el comportamiento de la vasija del reactor durante la progresión del accidente severo. Se han observado las diferencias e importancia de diversos sistemas de la planta a la hora de analizar su influencia sobre el momento en el que se produce el daño al núcleo, observándose diferencias de comportamiento en éste en función de la operatividad de dichos sistemas. Adicionalmente, el proyecto permite extraer conclusiones sobre las diferencias entre las versiones de código MAAP4 y MAAP5.

Las conclusiones extraídas en el presente estudio abren nuevas líneas de trabajo que podrían derivar en estudios de mayor profundidad sobre las fenomenologías analizadas.

14 - 03

DESARROLLO Y APLICACIÓN DE UNA METODOLOGÍA CSAU PARA EL CASO DE UN ATWS EN UN BWR UTILIZANDO MÉTODOS DE TEORÍA DE LA INFORMACIÓN

J.L. Muñoz-Cobo¹, A. Escrivá¹, R.M. Sanz², F. Pelayo², J. Melara³

¹UNIVERSITAT POLITÉCNICA DE VALENCIA

²CSN

³IBERINCO

Los accidentes del tipo ATWS en reactores BWR presentan según el análisis de riesgos una probabilidad no despreciable de que ocurran, y debido a las consecuencias que pueden derivarse de los mismos, resulta importante su análisis con cierto detalle. Para ello se utilizan códigos "Best-Estimate", y se tienen en cuenta todas las posibles fuentes de incertidumbre que pueden afectar a los resultados obtenidos, lo que permite evaluar las posibles consecuencias de este tipo de accidentes.

El primer objetivo del presente trabajo es desarrollar una metodología tipo CSAU, que permita obtener de una forma consistente la incertidumbre existente en el parámetro o parámetros críticos de seguridad, con la información disponible sobre la planta. El segundo es crear herramientas informáticas y conceptuales que permitan aplicar dicha metodología de una forma sistemática y conservado-

ra, aunque la información disponible sobre determinados parámetros sea parcial. El tercero es aplicar la metodología a una C.N.

Se ha desarrollado una metodología tipo CSAU utilizando herramientas de teoría de la información para evaluar la incertidumbre en los parámetros de entrada y de los modelos que pueden afectar al parámetro crítico de seguridad (PCS). Para ello se han desarrollado dos herramientas auxiliares los programas GEDIPA-V1 y UNTHERCO -V1, el primero averigua la distribución de un parámetro o parámetros utilizando teoría de la información y evalúa también los momentos de la distribución con sus intervalos de confianza a partir de los datos. Mientras que el segundo realiza el muestreo por MONTECARLO de los parámetros de entrada cuya importancia ha sido puesta de manifiesto previamente mediante el PIRT y el análisis de sensibilidad. En el caso de que la información sobre un parámetro sea incompleta se aplica el principio de la máxima entropía o el de la máxima entropía relativa para obtener su función de distribución. La metodología se ha aplicado a la C.N. de Cofrentes para determinar el PCS de un ATWS con un 95/95 de cubrimiento y confianza.

14 - 04

SIMULACIÓN CON TRACE DEL TRANSITORIO DE PARADA AUTOMÁTICA POR TRANSFERENCIA DE 400 KV A 132 KV (RESA) EN LA CENTRAL NUCLEAR DE TRILLO

A.Romero¹, J.L.Muñoz-Cobo¹, S.Chiva², J.M.Posada³, J.Martínez-Murillo³

¹UNIVERSITAT POLITÉCNICA DE VALENCIA

²UNIVERSITAT JAUME I, ³C.N. TRILLO

El código TRACE es el nuevo código consolidado de la NRC e incorpora un código auxiliar SNAP que es una interfase que permite crear los ficheros de entrada y visualizar los resultados del código TRACE. La presente ponencia presenta un análisis realizado con el código TRACE del transitorio RESA que tuvo lugar en la central nuclear de Trillo. La comparación de los resultados de TRACE con los de planta, nos permite evaluar las capacidades de de modelación de TRACE como herramienta predictiva.

El objetivo primero de este trabajo fue completar y mejorar el modelo de TRACE para la C.N. de Trillo en los siguientes aspectos, i) incorporación de la cinética puntual al modelo de Trillo, ii) Mejorar la modelación de las líneas de vapor a la turbina y al bypass, iii) Mejorar la modelación del downcomer, iv) incorporación de distintos sistemas de control (calentadores, alimentación del secundario, válvula de bypass, energía de las bombas etc...), con el fin de simular apropiadamente el transitorio RESA.

El disparo no programado del reactor DNP-015 / R01/ del día 22/06/2001 en C.N. de Trillo, se produjo como consecuencia de una transferencia de 400 kV a 132 kV. El código TRACE predice de forma correcta la evolución de las magnitudes de la planta, es decir presión en el primario y en el secundario, temperatura del refrigerante en las ramas fría y caliente del primario, nivel de agua en el presionador y en los generadores de vapor.

La gráfica de la evolución de la temperatura de la rama caliente se asemeja bastante a la medida en la planta en cuanto al punto de inicio, a la bajada inicial, y la recuperación posterior, lo cual quiere decir que la transmisión de calor primario secundario es predicha adecuadamente. Se observa que la bajada inicial y la posterior recuperación se ajusta perfectamente a los datos de planta, lo cual lleva a pensar que el modelo de cinética, los calorifugados en el primario, y el calor transferido al secundario se han modelado correctamente.

14 - 05

ANÁLISIS DE UN ACCIDENTE LOCA EN CONTENCIÓN DE UN REACTOR PWR-W CON EL CÓDIGO GOTHIC

V. Periáñez Álvarez¹, G. Jiménez¹, I. Gómez García-Torano²

¹UNIVERSITAT POLITÉCNICA DE MADRID

²KARLSRUHE INSTITUTE OF TECHNOLOGY

El trabajo objeto de la ponencia se basa en la simulación de un accidente tipo LOCA en un reactor tipo PWR-W con un modelo de GOTHIC creado en el Departamento de Ingeniería Nuclear de la UPM. Los accidentes en contención están siendo objeto de revisión en los últimos años debido al gran avance en las capacidades computacionales y a los nuevos requisitos regulatorios post-Fukushima.

El objetivo principal del trabajo es la simulación de un accidente severo tipo LOCA con el código GOTHIC, los cálculos de los niveles de presión y temperatura en la contención, así como la distribución tridimensional del inventario dentro de la contención. La simulación con un modelo integrado de NSS y contención no se ha abordado anteriormente en GOTHIC, y podrían ayudar a conocer de una forma más realista la evolución de un accidente tipo LOCA.

Los desarrollos de las simulaciones han mostrado la dificultad de ejecutar los cálculos en un modelo integrado de NSS y contención. Se comprueba que la evolución de la presión y la temperatura globalmente es la adecuada, siendo la distribución del inventario significativamente heterogénea. El análisis de resultados han sido de gran complejidad desde el punto de vista del análisis termohídrico, al tener que procesar una gran cantidad de variables.

14 - 06

DESARROLLO DEL MODELO MAAP5-DOSE PARA ANÁLISIS DE DOSIS EN C.N. COFRENTES

C. González, P. Díaz, L. Ibañez, B. Lamela, C. Serrano
IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN

Iberdrola Ingeniería y Construcción ha desarrollado un modelo en C.N. Cofrentes con el código MAAP5-DOSE con objeto de poder evaluar en condiciones "best estimate" las consecuencias radiológicas y las dosis esperables en puntos de actuación local durante un accidente severo.

El proyecto se estructura en tres etapas:

1. Migración del modelo desde MAAP4 a MAAP5 y su validación
2. Construcción del modelo DOSE y su validación
3. Simulaciones integradas MAAP5-DOSE

El proceso de migración, que parte de la versión MAAP4, se acotó al conjunto de sistemas y modelos ya existentes en la versión previa, actualizándose los parámetros modificados por cambio de versión. También se actualizaron los datos del combustible, a partir de cálculos con ORIGEN2, para aprovechar al máximo las capacidades de MAAP5 con impacto en los análisis de dosis: potencia de decaimiento de los productos de fisión variable con el tiempo y radiactividad inicial por nucleídeo. El modelo se validó frente a cálculos previos realizados con MAAP4.

El modelo de DOSE se desarrolló tanto para metodología Point-Kernel (dosis procedente de radionucleídos en el aire y depositados en el nodo y sus adyacentes) como AST (dosis procedentes de radionucleídos en el aire). Los modelos iniciales cubren el análisis en puntos representativos de la Planta interiores (panel de parada remota, sala de válvulas y sala de control) y exteriores (área de exclusión). El modelo se validó frente a cálculos previos realizados con MICROSCHILD y RADTRAD para las pruebas

de resistencia post-Fukushima requeridas por el CSN (término fuente en el núcleo correspondiente al LOCA base de diseño y en los cubículos obtenido del modelo de transporte con RADTRAD).

Una vez validados los modelos de MAAP5 y DOSE, se analiza el comportamiento integrado MAAP5-DOSE en diversas secuencias de accidente severo, extraídas del estudio de APS-N2.

14 - 07

CLASIFICACIÓN DE ESCENARIOS TERMO-HIDRAULICOS MEDIANTE USO DE TÉCNICAS NO PARAMÉTRICAS

M. Villamizar¹, S. Martorell¹, F. Sanchez-Saez¹, J.F. Villanueva¹, S. Carlos¹, A. Sánchez¹, F. Pelayo², R. Mendizabal²

¹UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE VALENCIA
²CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

La utilización de herramientas de cálculo realistas con estimación de las incertidumbres asociadas para la simulación y posterior análisis de escenarios accidentales, en inglés conocido como BE+U (Best Estimate + Uncertainties), es de gran interés para la diagnosis y prognosis del efecto de las incertidumbres en la estimación de la PCT (peaking clad temperature). En determinados casos resulta conveniente, dada la complejidad de la simulación y el tiempo de computación exigido, sustituir los modelos realistas por los denominados modelos subrogados o meta-modelos. Dicha sustitución requiere caracterizar correctamente las condiciones de utilización de cada meta-modelo, lo que requiere una labor de clasificación previa de modelos apropiados a los diferentes patrones de comportamiento de la planta ante un mismo escenario accidental bajo diferentes condiciones de contorno, tales como podría ser el tamaño de la rotura en caso de un LOCA grande.

El objetivo del trabajo que se presenta en la ponencia es aplicar diferentes técnicas estadísticas que permitan clasificar la trayectoria de la temperatura de Vaina desde el inicio del accidente hasta la estabilización de la planta y a partir de dichas agrupaciones establecer modelos que permitan predecir la PCT.

El caso de aplicación es un accidente cuyo iniciador es una pérdida de refrigerante debida a una rotura grande en la rama fría en un reactor de agua a presión (PWR), conocido comúnmente como LBLOCA (large-break loss-of coolant accident).

La ponencia forma parte del trabajo de colaboración enmarcado en el proyecto de investigación financiado por el Consejo de Seguridad Nuclear.

14 - 08

SIMULACIÓN DE SECUENCIAS DE SBO EN REACTORES PWR CON EL CÓDIGO MELCOR

J. Mula Pérez, C. Queral Salazar, G. Jiménez Varas
UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID

El análisis de las secuencias de accidente severo ha cobrado un nuevo impulso debido al accidente de Fukushima y a las pruebas de estrés que se realizaron posteriormente. Dentro de este contexto en España se utilizan tres códigos de accidente severo: MAAP; MELCOR y SCDAP/RELAP.

El objetivo del trabajo realizado es ampliar las capacidades de análisis de secuencias de accidente severo en reactores de agua a presión. Para ello se ha trabajado con modelo genérico de reactor PWR Westinghouse tres lazos de características similares a los existentes en España.

Los resultados muestran la evolución de la fenomenología en diversas secuencias de SBO. Este resultado permite comparar las capacidades y la fenomenología observada en análisis previos realizados con el código MAAP en colaboración con el CSN.

14 - 09

ANÁLISIS DEL RIESGO EN SECUENCIAS DE SGTR MEDIANTE LA METODOLOGÍA DE ANÁLISIS INTEGRADO DE SEGURIDAD.

M^a J. Rebollo Mena¹, E. S. López-Alonso Conty¹, G. Jiménez Varas¹, C. Queral Salazar¹, J. Gomez Magán², M. Sánchez-Perea³

¹UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID, ²INDIZEN

³CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

Los análisis probabilistas de seguridad de nivel 1 utilizan como criterio de daño no superar el límite de fragilización en vaina por alta temperatura ($PCT > 1477$ K). Sin embargo las secuencias de rotura de tubos tienen la característica de provocar descargas de radiactividad al exterior sin necesidad de daño al núcleo ni fallo de la contención, por ello también sería adecuado analizar que secuencias superan el límite de dosis.

El objetivo es mostrar las capacidades de la metodología de análisis integrado de seguridad (ISA), desarrollada por el CSN, para obtener las curvas de dosis y PCT en función de los tiempos inciertos de actuación de los operadores. Las simulaciones se han realizado con la herramienta SCAIS acoplada a MAAP.

El análisis de los resultados ha permitido obtener los mapas (dominios) de daño correspondientes a la PCT y a la dosis recibida debido a secuencias de rotura de tubos. La comparación de ambos tipos de diagramas para varias secuencias del árbol de sucesos permiten confirmar que existen condiciones en las cuales se supera el límite de dosis pero no el de PCT y viceversa.

14 - 10

ANÁLISIS TERMOHIDRÁULICO BEST-ESTIMATE DE UN ACCIDENTE EN CONTENCIÓN DE UN REACTOR PWR-W CON EL CÓDIGO GOTHIC MEDIANTE UN MODELO TERMOHIDRÁULICO 3D DETALLADO

R. Bocanegra Melián, G. Jiménez

UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID

La simulación de los accidentes tipo LOCA o MLSB 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 termohidráulico 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 del proyecto es el estudio detallado de la respuesta de un edificio de contención frente a un caso de accidente con pérdida de refrigerante de una planta tipo PWR-W, dado el interés del caso y que hay muy pocos estudios de este tipo utilizando un modelo tridimensional detallado.

En los resultados se puede observar la complejidad de la simulación tridimensional de un suceso de estas características, teniendo especial importancia el detalle estructural del modelo y la compartimentación de la contención.

Dichos detalles han sido clave para poder maximizar la aproximación a las condiciones reales, como de la condensación local de vapor que se produce. Para contrastar estos resultados, se ha comparado con un modelo en GOTHIC más simplificado, equiparable a los modelos habituales de contención para el análisis determinista de seguridad.

SALA 9**Jueves 26 - 10:00 a 11:30 h.****15- COMUNICACIÓN**

PRESIDENTE: Jesús Cruz
IBERDROLA

COORDINADORA: Laura Escribano
FORO NUCLEAR

15 - 01**UN PASO MÁS HACIA LA COMUNICACIÓN GLOBAL**

C. Gómez García
IBERDROLA GENERACIÓN NUCLEAR

Las centrales nucleares han contado desde el comienzo de su actividad con Planes de Comunicación que han estado orientados a informar sobre el funcionamiento de la instalación, su tecnología, la seguridad asociada a la operación de las plantas, y en general sobre los beneficios de la producción eléctrica de origen nuclear, sin olvidar la generación de residuos o los sucesos operativos comunicados al organismo regulador.

Pero la propia normativa consideró hace unos pocos años que esto no era suficiente para cubrir el siempre difícil compromiso de Comunicar sobre las centrales nucleares y sus actividades. La Instrucción de Seguridad IS-19 del organismo regulador español, contempla que deben estar identificados los denominados Grupos de Interés con los que cada planta se relaciona, y que se debe medir además su grado de satisfacción y que se deben lanzar planes con acciones que mejoren ese grado de satisfacción, todo ello medido a través de indicadores de seguimiento anual.

Esta ponencia identificará, cómo C.N. Cofrentes tiene establecido este proceso con los Grupos de Interés con los que se relaciona.

15 - 02**LOS VIAJEROS ATÓMICOS**

R. Albaladejo López
ANAV

El Centro de Información de ANAV abrió sus puertas al público en Noviembre del 2011. Desde el primer día de su puesta en funcionamiento se ha prestado una atención especial a las actividades enfocadas a estudiantes de centros educativos de primaria y secundaria.

Después de una etapa inicial desarrollada durante el 2012 en la que la oferta de actividades educativas ha estado principalmente dirigida a alumnos de ESO, bachillerato y ciclos formativos, se ha decidido ampliar la oferta con la inclusión de actividades para los alumnos de primaria.

Con este objetivo, ENDESA EDUCA Y ANAV han desarrollado una actividad educativa y lúdica que, bajo el título de LOS VIAJEROS ATOMICOS, hará llegar a los alumnos del ciclo superior de primaria el mundo de la energía y más en concreto el de la energía nuclear.

La actividad presenta a los alumnos del ciclo superior de primaria la idea de qué sucede en una central nuclear como las de Ascó o Vandellós II. A través de la interpretación de datos y del aprendizaje de conceptos se hacer llegar la energía nuclear a los niños y niñas en forma de actividad en la que se divierten y al mismo tiempo aprenden cual es el papel que desempeñan nuestras centrales nucleares en el proceso de generación de energía. De esta manera aprenderán como se produce la interacción de una central nuclear con el entorno que las rodea: la fauna, la flora, las poblaciones, las personas...

Se intenta sobre todo que el juego y el aprendizaje vayan de la mano y que todo se tenga que realizar en grupo, de forma que se refuerzan valores que van ligados a su actividad escolar diaria.

La actividad está diseñada para realizarse en el Centro de Información de ANAV, aprovechando sus estructuras, sus espacios y sus módulos interactivos y consta de tres partes diferenciadas:

- Una presentación,
- La visita a los módulos y el "viaje atómico", y
- Encuentro final con puesta en común de la experiencia

15 - 03**LA COMUNIDAD NUCLEAR EN LA RED**

E. Tejedor García, M^a I. Gómez Bernal, M^a L. González González
WIN

En el entorno actual, la existencia 2.0 se vuelve cada vez más importante. La Red ha revolucionado las formas de relacionarse y muchas empresas/organizaciones han sabido adaptarse al cambio integrando estas nuevas formas de relacionarse en sus modelos de relación o comunicación con sus miembros. Pero otras no lo han hecho, o lo han hecho a medias.

Esta presentación realizará un repaso de las características principales de las llamadas "Comunidades virtuales" y su tipología. Una vez claro el escenario, se analizará el estado en la Red de la "Comunidad Virtual Nuclear", tanto pronuclear como antinuclear. Se estudiarán sus acciones principales, así como sus principales similitudes y diferencias. Se estudiarán también casos de éxito para determinar cómo puede mejorar la Comunidad Virtual Nuclear.

La Comunidad Virtual Pronuclear se va formando poco a poco y existir, existe. Pero se tratará de definir algunos aspectos para incrementar el alcance de la Comunidad y favorecer, a su vez, la mayor divulgación de las características de la energía nuclear y el crecimiento de la Comunidad.

Algunas de las conclusiones girarán en torno a qué y cómo comunicar en Internet. A quién conviene dirigirse para fomentar el entendimiento y en qué condiciones. Y, también, se enumerarán herramientas que están al alcance pero que rara vez se emplean, a pesar de los beneficios que pueden otorgar.

15 - 04**LA COMUNICACION, FACTOR CLAVE PARA LA CREDIBILIDAD DEL REGULADOR**

N. Muñoz Martínez
CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

La comunicación en el siglo veintiuno ha sufrido grandes transformaciones. Una de las principales características es que con el

desarrollo de las nuevas tecnologías, la información fluye con rapidez y por diferentes vías, pero no siempre con el rigor deseable.

Ante esta transformación, las necesidades informativas de la opinión pública son cada vez más exigentes, sobre todo en aquellas decisiones, públicas y privadas, en las que puede verse involucrada y ante las cuales dispone de un volumen de información sin precedentes.

Por este motivo, la regulación en general y, en particular la regulación nuclear, se enfrenta a un nuevo contexto social que es necesario comprender para dar una respuesta adecuada.

De esta forma, la Comunicación desempeña un papel preponderante en la relación entre reguladores, regulados, grupos de interés ('stakeholders') y opinión pública, por lo que establecer una buena estrategia de comunicación se ha convertido en pieza fundamental para los organismos reguladores. No sólo para trasladar la toma de decisiones a la opinión pública, sino también para mantener y afianzar la credibilidad de los reguladores: un elemento imprescindible.

Las claves para una comunicación efectiva deben partir de tres características previas: precisión, rigor técnico y rapidez. A su vez, éstas deben considerarse parte del trabajo diario del regulador para afrontar una situación de crisis.

Todas las situaciones de crisis entrañan una crisis de confianza. La preparación para abordar estas situaciones debe estar definida y contrastada para evitar las incertidumbres.

Basados en las conclusiones del "Seminario de Comunicación en Crisis", celebrado en Madrid el año pasado y organizado por la Agencia de Energía Nuclear (NEA) y por el Consejo de Seguridad Nuclear, así como en la Conferencia Internacional sobre Efectividad Reguladora que tuvo lugar en Ottawa el pasado mes de abril, establecemos algunas de las áreas, que consideramos básicas para establecer un buena comunicación en situaciones de crisis.

1. Confianza en la acción reguladora por parte de los licenciatarios, de los grupos de interés y de la sociedad.
2. Coordinación y cooperación a nivel nacional e internacional.
3. Desarrollo de estrategias de comunicación, sistematizando la colaboración con los profesionales de los medios y testando la coordinación fomentando la participación en simulacros.

15 - 05

SERVICIOS DE COMUNICACIONES POR SATÉLITE EN PLANTAS NUCLEARES, EN CONDICIONES DE OPERACIÓN HABITUAL Y ESPECIALMENTE ANTE SITUACIONES DE EMERGENCIA. REQUISITOS Y CAPACIDADES OFRECIDAS

J. M. Llamas Bernabeu
ENWESA OPERACIONES, S.A.

Exposición de las posibles soluciones de comunicación por satélite de una central nuclear con el exterior, aplicables tanto en estado de operación normal como en situaciones de emergencia.

Tras del accidente de Fukushima Daiichi, las centrales nucleares españolas se han sometido, del mismo modo que en el resto del mundo, a pruebas de resistencia para evaluar su respuesta frente a hipotéticos eventos catastróficos. Tras las mismas, una de las actuaciones propuestas es la mejora de los sistemas de comunicación en emergencia, siendo uno de los objetivos garantizar la comunicación rápida, segura y fiable con los distintos organismos implicados: Servicio de Emergencias 112, CSN, Ministerio de Interior, etc., desde el primer momento de la emergencia, especialmente cuando las infraestructuras terrestres pueden haber quedado dañadas o incluso fuera de servicio.

En esta ponencia se exponen los requerimientos de infraestructura necesarios en Planta, capacidades disponibles y servicios ofrecidos por los operadores de redes por satélite, incluyendo transmisión de voz, vídeo, telemetría, control remoto, etc., con el objetivo de garantizar en todo momento las comunicaciones entre la planta nuclear y los organismos implicados.

15 - 06

COMUNICAR SEGURIDAD

Á. Lopera¹, S. Balbás²

¹ANAV, ²IMC

La Asociación Nuclear Ascó Vandellós II (ANAV) tiene como misión operar las centrales nucleares Ascó y Vandellós II de forma segura, fiable y respetuosa con el Medio Ambiente, un compromiso que conlleva una necesaria priorización de las prácticas seguras en todas sus dimensiones: nuclear, física, industrial y laboral.

Es en este contexto cuando cobra especial relevancia que toda la Organización conozca las expectativas y recomendaciones que contemplan las áreas responsables de velar por la Seguridad, lo que requiere una necesaria interacción y colaboración entre éstas y el Área de Comunicación y Relaciones Externas (CRE) de ANAV. Un caso especialmente relevante de colaboración a favor de la Seguridad es la establecida entre CRE y el servicio de Prevención y Salud Laboral (PSL).

Con el ambicioso objetivo de llegar a la accidentabilidad 0 en las plantas, ANAV identificó en la Comunicación una de las herramientas imprescindibles para la concienciación de todos y cada uno de los profesionales nucleares que trabajan en Ascó y Vandellós II, así como para la identificación y neutralización de focos de accidentabilidad. Fruto de ello es la estrecha colaboración entre PSL y CRE, tanto en iniciativas estratégicas (campañas de largo alcance temporal) como en la provisión de contenidos en el día a día de las plantas, a través de los canales corporativos y sobre todo de los canales de información relevante para la seguridad. Todo ello, unido a la mejora continua en los procesos, confluye en la presencia hegemónica de la seguridad en todas las actividades que se desarrollan en las plantas y en una constante reducción de los índices de frecuencia de accidentes que, aunque tienen todavía recorrido, se encuentran en una clara línea de mejora.

15 - 07

ACTIVIDADES DE JÓVENES NUCLEARES 2012

R. Ochoa Valero
JÓVENES NUCLEARES

Dentro de los diversos objetivos de Jóvenes Nucleares, se puede destacar la transferencia de conocimientos entre las diferentes generaciones del sector nuclear, así como fomentar la difusión de conocimientos sobre energía nuclear en nuestra sociedad. Asimismo Jóvenes Nucleares busca fomentar la comunicación y el debate entre profesionales nucleares, facilitando en la medida de lo posible la incorporación de jóvenes profesionales al sector.

Un año más Jóvenes Nucleares trata de cumplir con sus objetivos a través de las numerosas actividades que organiza, a la vez que busca hacer crecer su número de miembros. El último año, se incorporaron unas 130 personas nuevas con mucha ilusión y ganas de conocer y transmitir información sobre la tecnología nuclear.

A lo largo de los últimos años se han ido consolidando diversas actividades entre las que destacan el Curso Básico de Ciencia y Tecnología Nuclear, las charlas en institutos y los seminarios de Seguridad en Reactores Avanzados (SRA) y de Fusión Nuclear (SFN). Además, organizamos diversas visitas técnicas a instalaciones nucleares, conferencias técnicas en la sede y acudimos a todos los debates y foros donde se nos invita. Mención especial merece la involucración en actividades internacionales, donde JJNN se ha hecho un hueco a lo largo de los años. En este sentido cabe destacar la organización del congreso internacional de jóvenes profesionales del sector IYNC2014 que tendrá lugar en julio 2014 en la ciudad de Burgos.

Como actividad especial cabe destacar la activa presencia de JJNN en las redes sociales: twitter, facebook, linkedin. En particular, nuestros perfiles de twitter y Facebook cuentan con más de 600 seguidores.

15 - 08

INTERNATIONAL YOUTH NUCLEAR CONGRESS, IYNC2014 BURGOS

R. Ochoa Valero
JÓVENES NUCLEARES

En el mes de julio del próximo año 2014 Jóvenes Nucleares en colaboración con IYNC y con el apoyo de la SNE organizará el

octavo congreso internacional de jóvenes profesionales del sector nuclear en la ciudad de Burgos (International Youth Nuclear Congress). El IYNC es la conferencia más importante a nivel mundial que atrae a jóvenes profesionales, estudiantes e investigadores del sector nuclear.

IYNC ya ha realizado hasta la fecha 7 exitosas conferencias en países de todo el mundo: Eslovaquia (2000), Corea del Sur (2002), Canadá (2004), Suecia/Finlandia (2006), Suiza (2008), Sudáfrica (2010), y EEUU (2012). En la última edición celebrada en Charlotte (Carolina del Norte, EEUU) acudieron alrededor de 600 profesionales de 32 países. En esta ocasión será España el país anfitrión y esperamos contar con la presencia de países de tanta actualidad en el sector como China e India.

La conferencia se realizará del 6 al 12 de julio de 2014 en los espacios del Fórum Evolución de Burgos y contará con un programa técnico muy extenso. Las sesiones técnicas paralelas abarcarán todos los temas relacionados con el sector nuclear, completado por estimulantes "workshops" y conferencias plenarias sobre los temas de más actualidad a nivel mundial, además de una previsión de las más educativas visitas técnicas a instalaciones cercanas. Todo ello en el incomparable marco cultural que Burgos ofrece, con un sinfín de actividades socioculturales previstas.

Se trata de una ocasión sin igual para las empresas nucleares españolas de darse a conocer a nivel internacional y ampliar su mercado.

Por todo ello, JJNN afronta con ilusión este nuevo proyecto y anima a todo el sector nuclear español a participar en la conferencia, que creemos será una ocasión única de vivir una experiencia internacional sin salir de casa.

SALA 10**Jueves 26 - 10:00 a 11:30 h.**

16- DESMANTELAMIENTO (II): GESTIÓN DE RESIDUOS

PRESIDENTE: Alejandro Rodríguez
ENRESA

COORDINADOR: Marceliano Curiel Nieva
GRUPO DOMINGUIS

16 - 01

CARACTERIZACIÓN DEL BLINDAJE BIOLÓGICO DE C.N. JOSÉ CABRERA Y ESTRUCTURAS DE HORMIGÓN CON ELEVADA CONTAMINACIÓN

M^a E. Gimeno Blesa¹, C. A. Gómez Rodríguez¹, N. Martín Palomo²

¹GNF ENGINEERING, ²ENRESA

Antes de proceder al desmantelamiento de los elementos radiológicos, ENRESA se propuso obtener la mayor información posible sobre la condición radiológica de componentes y estructuras, para una planificación más eficiente del desmantelamiento y de las actividades de gestión de residuos.

Durante los meses de Octubre a Diciembre de 2010 se ha realizado la caracterización del blindaje biológico de la CN José Cabrera, que por su proximidad al núcleo se encuentra activado, así como de otras estructuras de hormigón localizadas en zonas donde la contaminación ha podido difundirse a una mayor profundidad; sumideros de los edificios auxiliar y de contención, cavidad de recarga y piscina de combustible gastado.

La técnica empleada es la denominada TruPro que permite la toma de muestras secuenciales a distintas profundidades y en cualquier dirección, (horizontal, vertical o en ángulo), sin la necesidad de obtener un testigo continuo que posteriormente debería ser troceado para su muestreo y análisis.

Las 275 muestras obtenidas se han analizado mediante espectrometría gamma en las propias instalaciones de la CN José Cabrera, lo que ha permitido una caracterización casi en tiempo real, a medida que se iban extrayendo. Las analíticas alfa y beta se han realizado en un laboratorio externo.

La caracterización radiológica se ha completado con una caracterización química del hormigón para conocer sus impurezas. El análisis conjunto de los resultados ha permitido calibrar el modelo teórico de activación, validar el listado de radionucleidos de interés, así como estimar el perfil en profundidad de la actividad.

16 - 02

SEGMENTACIÓN INTERNOS DEL REACTOR DE LA CN JOSÉ CABRERA

M.Rodriguez Silva, M. Ondaro del Pino, J. Borque Liñán
ENRESA

El Plan de Desmantelamiento y Clausura (PDC) de la CN José Cabrera es el primer desmantelamiento total de una central nuclear en España (nivel 3 de la OIEA).

El desmontaje completo de los diferentes componentes del circuito primario (internos del reactor, vasija, presionador, generador de vapor, etc.) representa una actividad diferencial frente a anteriores proyectos de desmantelamiento.

La segmentación de los internos del reactor bajo agua mediante el uso de herramientas de corte teleoperadas en el foso de combustible gastado, ha constituido un reto desde el punto de vista tecnológico así como una actividad crítica en el marco de los desmontajes radiológicos asociados al PDC de la CN José Cabrera.

De forma previa al inicio físico de las tareas de segmentación se desarrollaron una serie de actividades preparatorias para adecuar la zona de trabajo en el edificio de Contención. Para ello se procedió a conectar la cavidad del reactor con el foso de combustible gastado. En paralelo se llevaron a cabo diversas actuaciones para asegurar la impermeabilización de ambas cavidades al requerirse su inundación durante las actividades de corte.

Posteriormente el interno superior y el interno inferior fueron trasladados de forma consecutiva al foso de combustible gastado para su segmentación que se ha prolongado durante un año. Las piezas resultantes han sido caracterizadas y acopiadas en cestas en las cavidades para su posterior traslado al Edificio Auxiliar de Desmantelamiento (antiguo edificio turbina) para su acondicionamiento en contenedores de hormigón y almacenamiento temporal de forma previa a su expedición hacia El Cabril. Finalmente se van a generar cuatro contenedores con los residuos especiales que se almacenarán en el ATI de la propia instalación.

16 - 03

SECUENCIA DE DESMANTELAMIENTO DE LOS EQUIPOS PRINCIPALES EN LA C.N. DE BOHUNICE V1, TIPO VVER 440 V-230

E. Andrés, R. García Ruiz, C. del Pozo Fernández
IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN

Los trabajos de desmantelamiento se localizan en la CN de Bohunice V1, en Eslovaquia. Es un diseño ruso tipo VVER 440 V-230 que tiene instalados dos reactores de agua a presión. El edificio del reactor contiene dos unidades de 440 MW, con un primario de seis lazos para cada reactor.

El objetivo es realizar un análisis de la secuencia de desmantelamiento de los equipos principales (vasija, generadores de vapor, presionador y bombas del primario) de la CN Bohunice V1, incluyendo una simulación de las maniobras en un modelo en 3D desde su posición inicial.

El análisis muestra la secuencia de actividades óptima para llevar a cabo el desmantelamiento de los equipos principales del primario. El desmantelamiento de los equipos principales es ruta crítica dentro de la planificación de actividades de contención. Para llevar a cabo la optimización de la secuencia de actividades se han considerado criterios de seguridad industrial y protección del medio ambiente, mitigar los efectos de la radiación en los trabajadores y optimizar los tiempos y costes de desmantelamiento. Para cada equipo principal se ha analizado la viabilidad de las operaciones de izado de los equipos, considerando las interferencias físicas existentes a lo largo de todo su recorrido, así como la coordinación con el resto de actividades dentro del plan general de desmantelamiento.

Este análisis muestra la capacidad de Iberdrola Ingeniería para llevar a cabo este tipo de análisis en centrales de diseño no occidental.

16 - 04

AUTOMATIZACIÓN DEL PROCESO DE DESCLASIFICACIÓN DE SUPERFICIES EN CNJC

J. Sastre¹, J. L. Leganés², O. González², C. Correa², M. Ondaro², M. Rodríguez²

¹IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN

²ENRESA

Desde 1998 Iberdrola Ingeniería viene prestando apoyo técnico a Enresa, entre otras, en el desarrollo y aplicación de las metodologías de Desclasificación de Superficies y grandes piezas en CN Vandellós 1, PIMIC-Ciemat y actualmente en CN José Cabrera con resultados satisfactorios, responsabilidad de Enresa. El producto final va creciendo en formas de automatización del proceso de medida y cálculo y en la generación de los expedientes de desclasificación.

Con las lecciones aprendidas de la aplicación de las metodologías de desclasificación de superficies Enresa ha ido mejorando en el proceso de toma de datos, análisis y elaboración de la documentación preceptiva (GREGAL) realizándose de forma automática.

En concreto para CNJC se ha desarrollado una aplicación que implementa la metodología MARSSIM y que captura automáticamente los datos desde los dispositivos no espectrométricos habitualmente empleados en medidas de superficie.

Adicionalmente se han desarrollado aplicaciones y dispositivos (EXPLORACION y ELEVADOR) para espectrómetros Gamma de INA para medidas de superficies horizontales y verticales, robots (GOLF-IE y WALL-IE) que facilitan enormemente las tareas, teniendo en cuenta las dificultades reales de campo.

De este modo:

Se evita la introducción de errores humanos en la totalidad de los registros a generar.

Se consigue elaborar los expedientes de una manera más rápida, eficiente y completa.

Se consigue un procesado de las medidas más rápido.

Disponer de una base de datos con la totalidad de la información involucrada en el proceso.

16 - 05

SGDES: "SISTEMA DE GESTIÓN DE DESMANTELAMIENTO DE ENRESA"

A. de Julián, M. Fernández

ENRESA

Enresa, como empresa pública responsable de la gestión de los residuos radiactivos generados en España y del desmantelamiento de las instalaciones nucleares una vez haya finalizado su vida operativa, ha diseñado un sistema de información (SGDes) para la gestión de los trabajos de desmantelamiento.

Este sistema es capaz de responder a las necesidades de gestión que surgen de las actividades operativas de forma eficaz, controlada y segura, que exigen un riguroso control de las operaciones y para la que se requiere una gran especialización, sistematización de procesos y seguridad, tanto desde el punto de vista humano como tecnológico.

La experiencia acumulada por Enresa tras el desmantelamiento de Vandellós I, proyecto PIMIC (CIEMAT) y los trabajos previos que ya se estaban realizando para el desmantelamiento de la instalación de José Cabrera, permitieron definir unos procesos de gestión maduros y exportables a cualquier proyecto de estas características.

En febrero de 2007 la Dirección de Enresa aprobó el inicio del proyecto de definición, desarrollo e implantación del Sistema de Gestión de Desmantelamiento (SGDes). Para ello se contó con Indra como socio tecnológico y de desarrollo.

Los objetivos cubiertos por el SGDes son:

- Un sistema de gestión corporativo, general, adaptable, soporte de los procesos clave de un proyecto de desmantelamiento y clausura, y aplicable a futuros proyectos, que cubre todos los requerimientos operativos y de gestión definidos.
- Permitir la creación de una fuente de conocimiento para nuevos proyectos, en un marco tecnológico avanzado, flexible y dentro de unas políticas de seguridad establecidas.
- Reducir el tiempo necesario para manejar la información, eliminando errores y asegurando la trazabilidad en las operaciones y actividades, procedente tanto de los materiales generados como de otros ámbitos del día a día.
- Asegurar su integración con el resto de los Sistemas Corporativos de Enresa

Esta ponencia desarrolla el artículo: "Tecnologías de la Información y la Comunicación: Proyecto SGDES. Sistema de Gestión de Desmantelamiento de Enresa". Revista de la SNE de Feb 2013.

16 - 06

EUROPEAN CLEARINGHOUSE: NUCLEAR POWER PLANTS DECOMMISSIONING RELATED EVENTS

A. L. Guerra Muñoz, M. Martín Ramos

JOINT RESEARCH CENTRE, EUROPEAN COMMISSION

Decommissioning is a current and future major issue, not only because of the number of reactors that have ceased operation worldwide (over 125), but also, because more than 300 others are 25 years old or more. Decommissioning is a challenge, not only limited to the technical and financial capacity of each single facility, but it also affects the demands on other parties involved, such as licensees, regulatory authorities, national authorities, radioactive waste management structures, etc.

Regardless of its complexity and cost, suitable strategies and techniques for the decommissioning of nuclear power plants are available, and have been successfully applied in many sites. On-going and future decommissioning projects can benefit from the experience gained in the last 40 years. However, while the exchange of operational experience in operating reactors has its established mechanisms, and is widely spread, the exchange of experience (in particular on safety-related issues) during decommissioning is developed to a lesser extent.

This paper summarizes the EU Clearinghouse (*) Topical Study on the events that have occurred during the decommissioning of nuclear power reactors, analysing their causes, corrective actions, and lessons learned. Based on the events reported to the International Reporting System for Operating Experience (IRS) database (operated by the IAEA/OECD-NEA) and to the USNRC Licensee Event Report database, and on other sources of information, the report presents a comprehensive analysis of the existing experience in decommissioning of nuclear reactors, and provides recommendations.

(*) The European Network on Operational Experience Feedback for Nuclear Power Plants, ("EU Clearinghouse"), operated by the European Commission's Joint Research Centre.

16 - 07

CARACTERÍSTICAS DE LOS SISTEMAS DE ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLE GASTADO Y RESIDUOS ESPECIALES DE C.N. JOSÉ CABRERA

A. Lavara Sanz¹, J. E. Martínez Abad², P. Carrasco Guío³

¹GAS NATURAL FENOSA, ²ENRESA, ³ASECAL

Entre las actividades principales a desarrollar para proceder al desmantelamiento y clausura de una central nuclear se encuentran aquellas relacionadas con la gestión de residuos radiactivos y, más concretamente, las que tienen que ver con el combustible gastado y los residuos especiales (residuos radiactivos que por su actividad no pueden ser almacenables en el A.C. El Cabril).

Como actividades preparatorias para el desmantelamiento de

C.N. José Cabrera una vez cesada la operación comercial, se ha llevado a cabo el almacenamiento temporal de su combustible gastado en una instalación independiente (ATI) empleando el sistema de almacenamiento HI STORM 100Z. Atendiendo a los residuos especiales (procedentes, principalmente, del corte de los internos de la vasija del reactor), su gestión se realizará de igual forma en el mismo ATI con la ayuda del sistema de almacenamiento HI-SAFE 100Z.

Como este sistema de almacenamiento es una adaptación del sistema de almacenamiento en seco HI-STORM 100Z a las características de los residuos especiales, ambos sistemas presentan muchas similitudes y algunas diferencias acordes con el material radiactivo que deben albergar en su interior. Atendiendo a estas últimas se resaltan, para el sistema de almacenamiento en seco HI SAFE 100Z, la ausencia de conductos de ventilación en el módulo de almacenamiento o el diseño completamente distinto de la cápsula multipropósito llamada, en este caso, GWC.

SALA 8**Jueves 26 - 10:00 a 11:30 h.****17- FUSIÓN (III): TRITIO**

PRESIDENTE: Antonio Armengot
IBERDROLA

COORDINADOR: Rafael Juarez
UNED

17 - 01

**ESTUDIOS DE SEGURIDAD PARA ITER: EL EFECTO
DE DOS PERTURBACIONES SIMULTÁNEAS
DURANTE UN TRANSITORIO DE PÉRDIDA DE
CONTROL DEL PLASMA**

J. C. Rivas, J. Dies
UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE CATALUÑA

Los eventos de pérdida de control del plasma en ITER son casos de seguridad estudiados para dar una cota superior de los peores efectos previsibles a consecuencia de un fallo completo de la función de control del plasma. Trabajos previos, basados en modelos simples 0D para las ecuaciones de balance del plasma, y 1D para la transferencia de calor en la pared mostraron que, en determinadas condiciones, podría fundirse algún tubo de refrigerante del First Wall (pared en contacto con el plasma), y entrar agua en la cámara de vacío.

En un trabajo reciente se estudió el efecto sinérgico de dos perturbaciones simultáneas de sobre-alimentación de combustible y de energía, en el escenario de referencia de ITER inductivo de 500 MW, durante un transitorio de pérdida de control del plasma. En el trabajo se mostraba también un método de evaluar las características de los transitorios sobre un diagrama nT. El trabajo que se presenta en esta ponencia continúa el anterior y presenta nuevos resultados.

El análisis de transitorios plasma-pared presentado está basado en resultados de simulaciones hechas con el código AINA, que significa Analyses of IN vessel Accidents (Análisis de accidentes dentro de la cámara de vacío), y nombra un código de seguridad de ITER desarrollado en el Fusion Energy Engineering Laboratory. El código se basa en una arquitectura 0D-1D, similar a la usada en anteriores análisis de eventos de pérdida de control del plasma en ITER. Los resultados que se presentan son el resultado de explorar diferentes combinaciones de perturbaciones del plasma, detectando los transitorios de mayor severidad, y constituyen una contribución a la posible mejora de la metodología usada para los Estudios de los Transitorios de Pérdida de Control del Plasma en ITER.

17 - 02

**INTEGRATED NUMERICAL PLATFORMS FOR
ENVIRONMENTAL DOSE ASSESSMENTS OF LARGE
TRITIUM INVENTORY FACILITIES**

P. Castro¹, J. Ardao², M. Velarde³, L. Sedano^{4,1}

¹CIEMAT, ²AEMET, ³DENIM/ETSIM

⁴ETSIMO, UNIVERSIDAD DE OVIEDO

As well-known principle, total safety has infinite costs as well as the system design consideration of an large number of confinement barriers and safety systems redundancy for the implementation of the ALARA principle in the design of facilities managing tritium inventories in the range of kilograms (case of ITER).

Related with a prospected new scenario of large inventory tritium facilities [Karlsruhe TRItium Neutrino (KATRIN) at Tritium Laboratory Karlsruhe, CANDU at Canada, ITER at France, EAST, other coming] the prescribed dosimetric limits (ICRP-60) for tritium committed doses are under discussion requiring, in parallel, to surmount the highly conservative assessments by increasing the refinement of dosimetric assessments in many aspects.

Precise computations of dosimetric plume/cloud evolution after standardized (normal/incidental/SBO or accidental) Tritium forms (HT, HTO) emissions are today numerically open to the perfect match of real-time meteorological data, GIS data, agricultural, demographic and socioeconomic patterns data at diverse scales for prompt/early and chronic tritium dose assessments.

The trends towards integrated numerical platforms for environmental dose assessments of large tritium inventory facilities under development and its main numerical and hardware characteristics are presented in this paper.

17 - 03

**DESARROLLO E IMPLEMENTACIÓN DE UN MODELO
DE PERMEACIÓN DE TRITIO EN PRESENCIA
DE BURBUJAS DE HELIO PARA ENVOLTURAS
TRITIGÉNICAS DE METAL LÍQUIDO**

L. Batet¹, E. Mas de les Valls¹, L.A. Sedano²

¹ETSEIB (UPC), GREENER/GET

²ETSIMO, UNIVERSIDAD DE OVIEDO

En el interior de los canales de metal líquido (ML) de las envolturas regeneradoras de un reactor de fusión, la posibilidad de formación de burbujas de helio no es remota, como los experimentos LIBRETTO han mostrado. El helio, prácticamente insoluble en ML, se forma en la reacción tritigénica de los neutrones con el litio. La presencia de burbujas de helio adheridas a la pared de los canales de ML afectaría a la transferencia de calor al mismo tiempo que a la permeación de tritio.

El análisis del fenómeno descrito y su influencia en el transporte de tritio es complejo. En el pasado T4F ha desarrollado un modelo de nucleación de burbujas de helio y un modelo de transporte de tritio en ML. Dichos modelos se han implementado en la herramienta CFD OpenFOAM. Se analiza ahora la región del ML en contacto con la pared para obtener una "wall function" que permita reproducir el fenómeno de permeación de tritio con mallas relativamente gruesas.

Primeramente, se han efectuado análisis de detalle (malla fino) mediante OpenFOAM del entorno de una burbuja de helio adherida a la pared en una envoltura regeneradora. Segundo, aprovechando

los resultados del análisis anterior, se ha desarrollado un modelo para la permeación de tritio a través de una superficie de contacto ML-sólido parcialmente recubierta con burbujas de helio. Los parámetros de este modelo pueden ajustarse utilizando los resultados del análisis detallado. Finalmente, el modelo desarrollado se ha implementado como "wall function" en OpenFOAM, se ha validado y se ha aplicado a un caso práctico. El modelo desarrollado reduce substancialmente la necesidad de potencia de cálculo respecto del cálculo detallado y se prevé que pueda ser de utilidad en códigos de sistema.

17 - 04

TRITIUM TRACKING IN ADVANCED PULSED TRITIUM BREEDING AND RECOVERY SYSTEMS IN ITER FOR EXPERIMENTAL SELF-SUFFICIENCY DEMONSTRATION

L. Sedano¹, L. Batet², E. Mas de les Valls², J. Sempere³

¹UNIVERSIDAD DE OVIEDO, ETSIMO, ²UPC, ETSEIB

³INSTITUT QUÍMIC DE SARRIÀ

Ambitious testing of tritium breeding blanket systems are programmed throughout ITER scheduled operation within TBM (Test Blanket Modules) ITER Parties [UE, JP, CN, KO, IN, US] satellite Programmes.

Among many other conceptual options, the conceptual superiority of Dual-Coolant (Pb15.7Li/He as primary coolants) concepts has been justified as the appropriate technology option for coherent Spanish Fusion Technology Programmes developments [see proceeding of SNE33 to SNE36 on CONSOLIDER TECNO_FUS R&D PROGRAMME].

Provided external fuel supply (deuterium and lithium) guaranteed at the demanded scale; it is well known how the technological development of Nuclear Fusion Technology is compromised by the demonstration of reactor tritium self-sufficiency in a closed cycle.

At present: i) the tritium reference residence time in the ITER Plant Systems (uncertain large day fractions), ii) the present low plasma burn-up in ITER (< 1%) to be used as starting DEMO reference and iii) the typical 3GW_{th} FP DEMO daily burn-up meaning 500 grs per day makes relying tritium self-sufficiency on and an efficient breeding and on a fast tritium recovery in breeding systems

Thus, other than the component's nuclear performances (shielding, nuclear power conversion one) of the most relevant testing aspect is related with each TBM concept coming experimental demonstration of the corresponding DEMO blanket self-sufficiency.

The experimental demonstration can be anticipated by tritium tracking system modelling using previously developed tritium transient modelling tools (TRICICLO) serving in addition as scoping calculations for tritium predictive management in breeding systems.

A tritium self-sufficiency assessment is performed for pulsed tritium breeding and recovery systems in ITER under a DCLL configuration scaling-down parameters to ITER of Spanish DCLL DEMO auxiliaries configuration showing how self-sufficiency scenarios can be strongly justified for DCLL designs. It is not the case in other options in development.

17 - 05

PROSPECTIVE CONCEPTUAL QUALIFICATION OF HYBRID CENTRIFUGATOR/DISTILLATOR FOR 6Li NUCLEAR FUSION TECHNOLOGY SCALED SUPPLY DEMANDS

L. Sedano¹, L. Batet², J. Xiberta¹, J. L. Casado³, J. L. Herranz³, J. Abellà⁴

¹ETSIMO, UNIVERSIDAD DE OVIEDO, ²ETSEIB

³ETSIM, UNIV. POLITÉCNICA DE MADRID,

⁴INSTITUT QUÍMIC DE SARRIÀ

Tritium supply and availability after ITER is a well-known bottleneck in the roadmap of Nuclear Fusion Technology (NFT) towards first generation of the DT Fusion Power Reactors (DEMO). The supply scenario can be summarized as follows: (1) civilian inventories during 2020-2030 of 27 kg; (2) ITER consumption demands 2025-2030 about 15 kg (e.g. 12 kg between ITER and DEMO); (3) present low plasma burn-up in ITER (< 1%) to be used as starting DEMO reference ; (4) 3GW_{th} FP DEMO daily burn-up meaning 500 grs per day; (5) no prospective NFT interest on "externalities" to other fuel supply ways as CANDUs, dedicated fission sources, Accelerator for Tritium Production or NPT military recoveries.

NFT Programmes worldwide face tritium supply issue by developing close-cycle tritium breeding and recovering technology through diverse Breeding Blanket R&D Programmes with two main goals: 1) the reduction of tritium inventories dwell and doubling times and minimisation of tritium residence times in Plant Systems, and 2) the solving of issue of supply of primary fuels (D and Li) under isotopic scaled constraints [500 kg of ⁶Li burn-up per year and design demands of 47 Tn of ⁶Li, in a 1.5GW_e DEMO].

Fuel (i.e. Lithium) supply demands and number of required DEMOs shows complementary how large scale deployment of fusion can just contribute to the "substitution mix" with fuel (Li) supply solutions in the sea water reserves.

Among know and available technologies (in-beam, Li-AVLIS, conventional centrifugators, ion exchange, electrophoresis, distillators, etc) large scale isotopic production techniques are discussed and selected prospectively developed according to the required scaled demands.

A new conceptual design of hybrid centrifugator/high temperature distillator is presented.

Scaling laws for ⁶Li production are qualified by numeric simulation for coming R&D development and prototype technique demonstration and qualification.

17 - 06

PRUEBAS EXPERIMENTALES Y CORRELACIÓN CON SIMULACIÓN DE UN DEMOSTRADOR TECNOLÓGICO DE EXTRACCIÓN DE TRITIO PARA LOS SISTEMAS DE LAZO DE PB(15,7)Li DE LOS TBM DE ITER MEDIANTE PERMEACIÓN CONTRA VACÍO

R. Sacristán¹, I. Bonjoch¹, G. Veredas², A. Ibarra²

¹SENER INGENIERÍA Y SISTEMAS

²EURATOM-CIEMAT

La escasez y la antieconómica producción de tritio, uno de los combustibles necesarios en la fusión nuclear, está poniendo en evidencia la autosuficiencia de este tipo de energía. Por este motivo, la recuperación rápida de tritio supone un hito clave en el campo

de I+D+i para el desarrollo de tecnologías eficientes que sean capaces de recuperar el tritio generado en los lazos de metal líquido de los reactores de fusión como ITER para reutilizarlo como combustible, aumentando así su eficiencia.

Una vez diseñado y fabricado un demostrador basado en un lazo de Pb-Li líquido a pequeña escala, y dotado de una alta flexibilidad para modificar variables de proceso, el objetivo de este trabajo es la realización de múltiples ensayos experimentales que permitan cuantificar la eficiencia en la recuperación de H₂ del lazo en diferentes condiciones mediante la permeación contra vacío, y evaluar de este modo la posible aplicación para la extracción de tritio en los futuros reactores de fusión.

Previamente a los ensayos con el eutéctico Pb(15,7)Li como metal líquido, se han realizado experimentos con una mezcla inerte gaseosa (Ar + H₂) con una cantidad conocida de H₂. La posibilidad de variación de parámetros que intervienen en el proceso de permeación, ha permitido caracterizar el fenómeno a diferentes temperaturas y presiones comprobando la evolución creciente del fenómeno a medida que ambas variables se incrementan. Estos resultados forman una base sólida de partida para una posterior investigación con metal líquido.

Adicionalmente, los resultados obtenidos en el plan experimental se han comparado con los obtenidos mediante simulación numérica de casos homólogos, para obtener una correlación entre ambos. De este modo, dichas simulaciones podrían ser una buena herramienta para predecir el comportamiento de permeadores de mayores dimensiones en futuras aplicaciones en los reactores nucleares.

17 - 07

BENCHMARKING OF MCNPX RESULTS WITH MEASURED TRITIUM PRODUCTION RATE AND NEUTRON FLUX AT THE MOCK-UP OF EU TBM (HCPB CONCEPT)

C. Töre, P. Ortego
SEA SL

Europe is currently developing two reference breeder blankets concepts for DEMO reactor specifications that will be tested in ITER under the form of TBMs, Helium-Cooled Lithium-Lead (HCLL) and Helium-Cooled Pebble-Bed (HCPB).

In order to reassesses the available design results a framework contract agreement between F4E and IDOM (Spain) has been signed. Shielding Engineering and Analysis (SEA SL, Spain) SL and Universidad Nacional de Educación a Distancia (UNED-Spain) participate as sub-contractors of IDOM.

In this study, a qualification of MCNPX code and nuclear data libraries are performed with benchmarking of measured tritium production and neutron flux at the mock-up of the EU TBM, HCPB concept. The irradiation and measurements had been performed in the frame of European Fusion Technology Program by ENEA (Italy), TUD (Germany) and JAERI (Japon).

The mock-up consisted of three metallic beryllium blocks and two double cassettes of Li₂CO₃ ceramic breeder material. The mock-up is provided with four penetrations at 4.2, 10.5, 16.8 and 23.1cm from the mock-up front surface. These penetrations were

used to locate detectors to measure the tritium production in the ceramic breeder and neutron flux in beryllium material.

Stacks of 12 Li₂CO₃ capsules corresponding to double cassettes of ceramic breeder with four depths are used during the irradiation for tritium production rate measurements. The neutron flux during the irradiation had been measured at different depths in the central beryllium block by using activation technique of Nb-93(n,2n), Al-27(n,α) and Ni-58(n,p).

The calculations are performed with detail three dimensional modelling of mock-up of TBM including Li₂CO₃ cassettes and four penetration channels. The detection capsules for tritium production rate and the activation foils for neutron flux calculations are modelled with full measurement detail. The D-T 14 MeV neutron spectrum corresponding to angle distribution is used.

17 - 08

MODELADO DE UN CICLO DE POTENCIA DE CO₂ SUPERCRÍTICO PARA REACTORES DE FUSIÓN UTILIZANDO RELAP5-3D®

L. Batet^{1,2}, J.M. Álvarez Fernández¹, E. Mas de les Valls^{1,2}, M. Pérez¹, V. Martínez¹, F. Reventós¹, L.A. Sedano³

¹ETS DE INGENIERÍA INDUSTRIAL DE BARCELONA (UPC), ²ETSEIB (UPC),

³ETSIMO, UNIVERSIDAD DE OVIEDO

En el marco del programa español de Tecnología de Fusión TECNO_FUS se ha avanzado en la definición de sistemas para DEMO, entre ellos las unidades reproductoras de tritio y el ciclo de potencia. Para las primeras, se ha propuesto un diseño modular a doble refrigerante (PbLi-He). Para la conversión de potencia térmica a eléctrica se han investigado ciclos de CO₂ supercrítico.

Mediante el código de sistema RELAP5-3D® se ha simulado un ciclo de potencia de CO₂ supercrítico con recompresión. El código está desarrollado por el Idaho National Laboratory de EEUU y ha sido aplicado tradicionalmente a la simulación de transitorios operacionales y accidentales de plantas nucleares de fisión. El objetivo del presente trabajo es estudiar las capacidades del código en el ámbito de la Tecnología de Fusión.

En GET/T4F se ha desarrollado un modelo basado en la propuesta española de diseño TECNO_FUS. Dicho modelo incluye los sistemas de refrigerante primario (helio y PbLi), compresores, turbina e intercambiadores de calor (del tipo circuito impreso). Tras la puesta a punto del modelo se han ejecutado cálculos de estado estacionario para comprobar la adecuación de los parámetros seleccionados. Tras diseñar algunos sistemas de control se han ejecutado cálculos transitorios para demostrar las capacidades del código y del modelo. El estudio ha permitido aprovechar las capacidades de RELAP5-3D® en un ámbito donde existía poca experiencia en el uso del código, como es la simulación de los flujos de calor y de los ciclos termodinámicos que, en una futura planta de fusión, convertirán la potencia emitida por el plasma en energía mecánica como paso previo a la generación eléctrica. Como fruto de los análisis se destacan las fortalezas y debilidades de código y modelo, junto con conclusiones sobre su aplicabilidad a la Tecnología de Fusión.

SALAS 6-7 Jueves 26 - 10:00 a 11:30 h.

18- I+D+I (III): ACCIDENTES SEVEROS

PRESIDENTE: Javier Alonso Chicote
TECNATOM

COORDINADOR: Joan Fontanet
CIEMAT

18 - 01

EXPERIMENTAL INVESTIGATION ON THE EFFECT OF THE TUBE VIBRATION ON THE AEROSOL RETENTION DURING SGTR MELTDOWN SEQUENCES

Rosario D. Tardáguila, Luis E. Herranz
CIEMAT

The potential radioactive release to the environment in case of meltdown sequences with steam generator tube ruptures, turns this type of by-pass sequences into an indispensable scenario to model when assessing PWR risk. Recent investigations, EU-SGTR, ARTIST and ARTIST2 projects, have demonstrated that even in the absence of water in the secondary side of a failed steam generator, radioactivity release would be mitigated on its way through the steam generator (SG).

Along these projects it was remarked that other mechanisms could compete with the deposition of aerosols. The flow-induced vibration in the structures of the SG could be responsible for that. CIEMAT, within the ARTIST2 project and supported by the Spanish Nuclear Council (CSN), has launched an experimental program called Phenomenon Test campaign (PT). PT is aimed to address the effect of the tube vibration on the aerosol deposition. The campaign consisted of two phases: the first one, composed of 4 integral tests was aimed to assess the effect of the tube vibration on the particle retention. The second one consisted in a set of tests aimed to characterize the tubes vibration under the experimental conditions of the previous tests.

This paper presents and discusses the main outcomes gained from the PT campaign analysis. The experiments have been performed with gas flow rates ranging between 50 kg/h and 220 kg/h, and guillotine or fish-mouth tube breaches. The results show that the vibration does not seem to be as strong as to affect the particle deposition whatever its nature (i.e. agglomerates, TiO₂ or dense spheres, SiO₂). In addition, the higher the gas flow the higher the amplitude of vibration which can be mitigated up to 50% by fixing the tubes. In any case, the tubes vibrate at their maximum intensity with a characteristic frequency ranging between 8000 and 9000 Hz.

18 - 02

THE PASSAM PROJECT: AN EXPERIMENTAL INVESTIGATION TO OPTIMIZE SOURCE TERM MITIGATION SYSTEMS

L.E. Herranz¹, T. Albiol², E. Riera³, S. Guieu⁴, T. Lind⁵, S. Morandi⁶, P. Rantanen⁷, N. Losch⁸, G. Finqueneisel⁹

¹CIEMAT, ²IRSN, ³CSIC, ⁴EDF, ⁵PSI, ⁶RSE, ⁷VTT, ⁸AREVA
⁹UNILOR

After the Fukushima-1 accident one of the main concerns of the nuclear industry has been the search for even better source term mitigation systems. The motivation underneath is to enhance as much as feasible the performance of in-plant devices, so that their decontamination efficiency is not jeopardized under any expected or unexpected conditions.

The R&D "Passive and Active Systems on Severe Accident source term Mitigation" (PASSAM) project (7th FWP of EURATOM), has been built to: explore potential enhancements of existing source term mitigation devices and demonstrate the ability of innovative systems to achieve even larger source term attenuations. Heavily relying on experiments, its activities will focus on: degraded conditions of operation, source term composition effects and long term behaviour. Hence, the PASSAM project will provide new data on the capability and reliability of a number of systems related to Filtered Containment Venting Systems (FCVS): aqueous ponds, sand filters, sprays, acoustic agglomerators, electrostatic precipitators, new trapping materials and combinations. As a first project stage, an in-depth analysis of literature is being conducted to find out missing, safety-relevant information of all these systems.

This paper summarizes the main insights gained concerning the existing knowledge gaps of the individual systems performance under the foreseen working conditions in case of a severe accident. In addition, the paper will briefly outline the structure, the major contributors and the expected outputs of the PASSAM project.

18 - 03

MELCOR MODELLING OF AIR-COOLED SPENT PWR FUEL ASSEMBLIES IN WATER-EMPTY FUEL POOLS

L. E. Herranz, C. López
CIEMAT

A failure in the cooling system of a Spent Fuel Pool (SFP) could have deleterious consequences. In the worst case, the pool could be completely drained of water and the fuel assemblies would be surrounded by an air atmosphere. The OECD Spent Fuel Project (SFP), led by USNRC in collaboration with Sandia National Lab. (SNL), investigated fuel degradation in case of a complete Loss-Of-Coolant-Accident in a PWR spent fuel pool.

Analyses of the SFP PWR ignition tests have been conducted with the 1.86.YT.3084.SFP MELCOR version developed by SNL. The main emphasis has been placed on assessing the MELCOR predictive capability to get reasonable estimates of time-to-ignition and fire front propagation under two configurations: hot neighbor (i.e., adiabatic scenario) and cold neighbor (i.e., heat transfer to adjacent fuel assemblies). A detailed description of hypotheses and approximations adopted in the MELCOR model are provided in the paper.

MELCOR results accuracy was notably different between both scenarios. Whereas modeling the hot neighbor configuration (a single isolated fuel element) might be considered as satisfactory, the cold neighbor one (cruciform arrangement of 5 fuel assemblies)

challenged the code predictability. The two models governing predictions are the zircaloy oxidation by air and the radiative heat transfer from the central fuel assembly (hydrodynamics played a minor role, though). Although a finer radial nodalization scheme was intended to improve the MELCOR estimates, uncertainties in the definition of view factors compromise this strategy.

This work has been carried on in the context of the CSN-CIEMAT agreement on Severe Accident Research.

18 - 04

SIMULACIÓN DE UN SGTR SEVERO EN UN PWR-W CON EL CÓDIGO MELCOR

A. J. Ferreira Alonso, C. Israelsson Hilario, G. Jiménez

UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID

Este trabajo tiene como finalidad estudiar la evolución de una rotura de tubos del generador de vapor (SGTR) en una central de agua ligera tipo PWR mediante el código Melcor. Este código, desarrollado por Sandia National Laboratory para la NRC, permite conocer la progresión de un accidente severo en reactores de agua ligera prestando especial atención a la respuesta termohidráulica de la planta, degradación y fusión del núcleo, interacción del corium y la cavidad del reactor, generación de hidrógeno, emisión y transporte de productos de fisión, entre otras.

Para realizar las simulaciones se parte de un modelo propio de la UPM de central PWR de tres lazos de tipo Westinghouse (PWR-UPM), desarrollado en el Departamento de Ingeniería Nuclear. Dicho modelo ha sido actualizado a la última versión del código mediante la adición y modificación de las tarjetas correspondientes. Acto seguido, y una vez conseguido el estacionario, se han modelado adecuadamente las salvaguardias participantes y las acciones humanas relevantes en el accidente severo producido por la rotura de tubos.

En este punto, se han simulado diversas roturas coincidiendo con la pérdida total de suministro eléctrico y otras situaciones operacionales a partir de las cuales se podrán extraer conclusiones relativas a la evolución de la presión en la contención, la incidencia de los distintos sistemas de salvaguardia, la degradación del núcleo o la emisión radiológica al exterior. Estas simulaciones sirven como base para estudiar de manera detallada los problemas que se dan en la contención durante la evolución de estos accidentes.

Con estas simulaciones, se abren nuevas vías para trabajos futuros en la simulación de accidentes severos con el modelo PWR-UPM. Finalmente, esos resultados podrán ser contrastados con otros códigos comúnmente utilizados en la industria nuclear como GOTHIC, ASTEC o MAAP.

18 - 05

CIEMAT CONTRIBUTION TO THE BSAF PROJECT: ANALYSIS OF THE FUKUSHIMA UNIT 3 ACCIDENT WITH MELCOR 2.1

E. Fernández, J. Fontanet, L.E. Herranz

CIEMAT

The Fukushima accident on March 11th 2011, largely affected nuclear community all over the World. The OECD-NEA together with the Japanese authorities set up the BSAF project, a Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi nuclear power plant. The project aims at getting the closest understanding of phenomena consistent with the available data, so that modelling results can provide insights into distribution of corium materials in the units, which is of utmost importance for defueling the

reactors. Through CSN participation in BSAF, CIEMAT joined a limited number of organizations by modelling the units 1, 2 and 3 scenarios.

This paper outlines the progress achieved by CIEMAT in the modelling of the accident at Fukushima Unit 3 with MELCOR 2.1 code. Based on the design and operational data provided, a plant model consisting in nearly 50 fluid volumes has been built to capture potential governing phenomena, from melt relocation in the RPV (Reactor Pressure Vessel) to azimuthal stratification in the WW (Wet Well). Additionally, performance of key systems like SRVs (Safety Relief Valves), RCIC (Reactor Core Isolation Cooling), HPCI (High Pressure Coolant Injection) and venting has been assumed so that major scenario observations can be supported.

The obtained results will be compared to the measured plant data available, mainly RPV and PCV pressure, and will be discussed in terms of what is known and the remaining uncertainties.

This paper is framed under the research and development agreement between the Spanish nuclear regulatory body (CSN) and CIEMAT on severe accidents.

18 - 06

CIEMAT CONTRIBUTION TO THE BSAF PROJECT: ANALYSIS OF THE FUKUSHIMA UNIT 2 ACCIDENT WITH MELCOR 2.1

J. Fontanet, C. López, E. Fernández, L. E. Herranz

CIEMAT

The Fukushima accident on March 11 2011, largely affected the nuclear community all over the world. The OECD-NEA together with the Japanese authorities set up the BSAF project, a Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Stations. The main objective of the project is the analysis of the accident progression to obtain the current status of Units 1 to 3, in order to assist to future decommissioning tasks. The CSN together with a limited number of organizations joined this project. The CIEMAT, in collaboration with the CSN, participates with the analyses of the units 1 to 3 with the MELCOR 2.1 code.

This paper synthesizes the major progress achieved by the CIEMAT in the analysis of the Unit 2 (1F2) evolution. Based on design and system operation data released by Japanese authorities in the frame of the project, a detailed 1F2 model has been developed. Special attention has been given to the system performance as well as to the Primary Containment Vessel (PCV) meshing in order to capture local phenomena, like saturation of the suppression pool or gas composition in the dry well.

According to the available data and their uncertainties, several hypotheses and approximation have to be done into the scenario simulation. They include plant state and system performance: leakages, valves functioning, water injection, etc. Particularly in 1F2, the accident evolution is determined by the operation of the Residual Heat Removal (RHR) system from the scram up to the tsunami arrival and by the operation of the Reactor Core Isolation System (RCIC) for more than 70 h. The highest uncertainties lies in the RCIC stop timing, the thermal-hydraulics evolution of the PCV and the PCV leakages and failure. Results of the analysis, compared with available data, are used to discuss thoroughly the hypotheses and approximations done to provide a better understanding of the sequence.

This paper is framed under the research and development agreement between the Spanish nuclear regulator body (CSN) and CIEMAT on severe accidents.

18 - 07

CIEMAT CONTRIBUTION TO THE BSAF PROJECT: ANALYSIS OF THE FUKUSHIMA UNIT 1 ACCIDENT WITH MELCOR 2.1

C. López, E. Fernandez, J. Fontanet, L.E. Herranz

CIEMAT

The Fukushima accident on March 11 2011, largely affected the nuclear community all over the world. The OECD-NEA together with the Japanese authorities launched the BSAF project, a Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Stations. The main objective of the project is the analysis of the accident progression to obtain the current status of Units 1 to 3, in order to assist to future decommissioning tasks. The CSN together with a limited number of organizations joined this project. The CIEMAT in collaboration with the CSN participates with the analyses of the units 1 to 3 with the MELCOR 2.1 code.

This paper synthesizes the major progress achieved by the CIEMAT in the analysis of the Unit 1 (1F1) evolution. This analysis is aimed at achieving a better understanding of the accident through MELCOR 2.1 results and the available data.

Based on design and system operation data released by Japanese authorities in the frame of the project, a detailed 1F1 model has been developed. The modelled scenario consists of a SCRAM followed by a Station Blackout, a water injection and a plant venting. Although these events are known, the plant state and systems performance are unclear. These uncertainties have been modelled by performing several hypotheses: at the IC whose operating conditions have been varied; at the safety relief valves which may have loose its tightness resulting in leaks from the RPV into the DW; at the venting time or quantity and at the injected water among others.

The results and the hypothesis performed are thoroughly discussed providing the analysis of the plant evolution.

This paper is framed under the research and development agreement between the Spanish nuclear regulator body (CSN) and CIEMAT on severe accidents.

18 - 08

KIT SUPPORT TO THE DEVELOPMENT OF THE THERMAL-HYDRAULICS AND FUEL PIN MECHANICS MODULES OF THE ASTEC-NA CODE SYSTEM

S. Pérez-Martin, W. Hering, W. Pfrang, M. Haselbauer
KARLSRUHE INSTITUTE OF TECHNOLOGY

The European JASMIN project aims at developing a new computer code system, ASTEC-Na, capable of evaluating the consequences of unprotected accidents in sodium-cooled fast reactors. One of the KIT tasks is to provide support to the thermal hydraulics and fuel pin mechanics modules based on the experience acquired during the validation of SAS-SFR code and on the participation in the CABRI experimental programmes as well as in several EU programmes performed in the past.

It is of primary importance to correctly describe the physical configuration and composition of fuel pins as well as the phenomena that occur in a MOX fuel pellet during the initial phase of an accident. It was learnt during the CABRI experimental tests the importance to adequately consider the influence of the pellet type (solid, hollow), burn-up and clad material properties. In-pin fuel relocation prior to failure was observed to be a preventive factor of pin failure.

The selected validation tests includes a variety of transient cases that covers almost any type of accidental condition (unprotected loss of flow, transient over power in both restrained and unrestrained coolant conditions and slow power ramps).

Due to the limited capability of ASTEC-Na to simulate the steady-state irradiation, only fresh or low burnt fuel tests are used for the code validation. Test performed with hollow pellets have been prioritized because of the large margin to failure that the reduced smear density provides. Since models implemented in SAS-SFR and ASTEC-Na are different, code to code comparisons are foreseen aside to code-to-data validation.

During the presentation further details of the selected test will be given.

18 - 09

CHALLENGES IN MECHANICAL MODELING OF SFR FUEL ROD TRANSIENT BEHAVIOR

F. Feria, L.E. Herranz
CIEMAT

The understanding of fuel rod mechanical behaviour in Sodium Fast Reactor (SFR) is of utmost interest, especially under off-normal conditions as transient overpower (TOP) or loss of fluid (LOF) events. In this context, the cladding strain caused by the stress due to pellet cladding mechanical interaction (PCMI) can lead to failure. Depend on the cladding material and the transient duration, thermal creep can be an important contribution to the plastic strain due to the high temperature reached ($>700^{\circ}\text{C}$). However, scarce information about SFR cladding creep laws has been reported so far in the open literature.

This paper presents a first step towards the derivation of a suitable creep law capable of describing clad evolution under TOP and/or LOF conditions. The aim is to identify the major variables to account for and the needs arising from the information available at the time. The study carried out is based on a literature review that splits in two parts: theoretical (in-code models) and experimental (in and out of pile tests). The models review is the basis to identify an appropriate equation architecture encapsulating major dependencies and easy to get implemented in large system codes, like ASTEC-Na. The experimental information is useful to assess the creep effect and to develop a parametric model.

The creep laws review shows that the main variables to take into account are temperature and stress. Cumulative neutron fluence before the transient is also included as a hardening effect. In general, models only simulate the secondary creep. Regarding the experimental review, it is based on austenitic steel cladding material, which studies are the most numerous due to its use in SFR technology. The in pile tests prove high mechanical strength of austenitic steel at high temperature. During the transient, thermal creep is observable just in case solid fuel is used. The out of pile tests show the creep failure conditions for irradiated material.

The compiled information is used to propose the creep model specifications in terms of structure and key variables dependencies.

This work has been performed in the framework of the JASMIN project (7th FWP EURATOM).

18 - 10

NUMERICAL SIMULATION OF LIQUID METAL POOL COMBUSTION

M. García, J. Penalva, M.P. Kissane, L.E. Herranz

CIEMAT; IRSN; CIEMAT

Postulated Beyond Design Basis Accidents (BDBAs) in Sodium-cooled Fast Reactors (SFRs) might result in contaminated-coolant discharge at high temperature into the containment. In the anticipated conditions, radio-contamination transported by the sodium (including some activated sodium, especially ^{24}Na) may find its way out of the pool into the containment atmosphere through Na vaporization, subsequent oxidation and nucleation of combustion vapours. Therefore, aerosols will transport contamination

and their formation (nucleation) is a key phenomenon to model to describe source term transport. Models based on Classical Nucleation Theory (CNT) seem a suitable approach; however, boundary conditions caused by the high turbulence expected over the pool at the time of oxidation energy release require 3D models of the reacting flows.

The present paper is aimed at assessing the in-containment thermal-hydraulic boundary conditions during sodium pool combustion that will determine the nucleation of sodium oxides formed. Based on 3D modelling of a generic Na pool scenario and adopting a reaction model based on Na oxidation by air, key information for the nucleation model, such as the level of turbulence, has been determined. Model reliability has been proven by the consistency achieved when comparing it with available experimental data.

This work has been carried out in the framework of JASMIN Project (contract number 295803) in the 7th Framework Programme.

SALAS 1-2 Jueves 26 - 10:00 a 11:30 h.

19- INGENIERÍA (III)

PRESIDENTE: **Carlos Pulido**
WESTINGHOUSE

COORDINADOR: **Jose M^a García Orellana**
IBERDROLA INGENIERÍA

19 - 02

ADVANCED DESIGN OF CONNECTIONS BETWEEN THE AUXILIARY BUILDING REINFORCED CONCRETE (RC) STRUCTURES AND THE SHIELD BUILDING STEEL COMPOSITE (SC) WALL IN AP1000 PROJECT

M. G. Di Fonzo, J. M. Juanes, M. Palazuelos, F. Moraleda
WESTINGHOUSE

This presentation shows a novel and advanced connection design of the Auxiliary Building Reinforced Concrete (RC) Structures (Walls & Floors) and the Steel Composite (SC) Shield Building Wall in the AP1000 Project.

These buildings structures are the most important since they are designed to withstand the aircraft impact scenario according to the NRC requirement (74 FR 28112).

At the beginning the Shield Building Wall was designed as a reinforced concrete structure but due to the abovementioned requirement the reinforced concrete wall was changed to Steel Composite structure. The objective and scope of this work was to develop a new design concept of connections between the two buildings structures.

Four types of connections are designed:

- 1-Horizontal/Vertical connection: RC Shield Building Wall vs SC Shield Building Wall
- 2-Vertical connection: RC Auxiliary Building Wall vs SC Shield Building Wall
- 3-Horizontal connection: RC Auxiliary Building Roof vs SC Shield Building Wall
- 4-Multiple connection: RC Auxiliary Building Roof and Wall vs SC Shield Building Wall.

The methodology of calculation is according to the American Concrete Institute (ACI-349), the American Institute of Steel Construction (AISC-N690) and the American Welding Society (AWS)

The results of the calculation show the adequacy of each structural component of the connections and also the welding size needed for connecting them. With these outputs it is possible to make the drawings and then start the manufacturing process. One important topic to highlight is the ductility of these connections in order to assure that the energy coming from the earthquake loads is dissipated. The final conclusion of this work is that it is possible to connect satisfactory with this "first of a kind" connection design, the traditional Reinforced Concrete structures to Steel Composite structures (RC/SC).

19 - 01

METODOLOGÍA PARA LA DEMOSTRACIÓN DE LA INTEGRIDAD DE LOS TUBOS DE GENERADOR DE VAPOR DE C.N. ALMARAZ

M. Baladía Olmedo¹, F. J. Campaña Martín², C. Cueto-Felgueroso García², J. J. Jiménez García¹

¹C.N. ALMARAZ, ²TECNATOM

La industria nuclear de EE.UU estableció un marco para aumentar la fiabilidad de los Generadores de Vapor (GG.VV.) mediante la adopción del NEI-97-06. Este documento hace referencia a la guía "SGMP PWR Steam Generator Integrity Assessment Guidelines" como base de consenso de la industria para demostrar que se cumplen los criterios de prestaciones.

Esta metodología ha sido implantada en 2012 en C.N: Almaraz para verificar que los tubos de G.V. cumplen con los criterios de prestaciones durante el ciclo, y que la degradación existente en los tubos no ha comprometido la integridad estructural de la barrera de presión durante el ciclo precedente de operación. Asimismo, se comprueba cómo evolucionará la degradación y si esta evolución compromete el cumplimiento de los criterios de prestaciones en el siguiente ciclo.

Las principales etapas de la metodología son las siguientes:

1. Identificación y caracterización de los mecanismos de degradación en los tubos de los GG.VV. ("Degradation Assessment").
2. Aplicación de la técnica de ensayo no destructiva (NDE) apropiada, consistente con la degradación existente y potencial y de acuerdo a la guía "SGMP PWR Steam Generator Examination Guidelines".
3. Aplicación de métodos de evaluación de integridad, consistentes con la degradación existente y potencial y con el factor de seguridad requerido, para usarlos en la evaluación de la integridad al final del intervalo de inspección ("Condition Monitoring") y asegurar la integridad durante el intervalo siguiente ("Operational Assessment"). De esta manera se asegura la integridad de los tubos de los GG.VV. en todo el rango de condiciones de operación normal y accidentes base de diseño.

19 - 03

LAS CURVAS DE PANDEO: UNA REVISIÓN CRÍTICA

F. Prats Bella

WESTINGHOUSE ELECTRIC SPAIN

En la práctica de los conceptos de la Resistencia de Materiales en el campo de las Estructuras y en particular, de los elementos comprimidos, destaca la evaluación de la inestabilidad o pandeo.

Para la evaluación de la inestabilidad de las columnas disponemos de varias metodologías y normas aplicables, según sea la Estructura y el país donde estemos: la formulación de Rankine, la de Jonhson, el código americano AISC, las curvas europeas de pandeo, el antiguo método omega en España, etc.

La ponencia revisita las principales formulaciones para analizar el pandeo de los elementos comprimidos comparando diversas normativas: con ello se obtendrá una visión de los factores de seguridad que emplean las diversas formulaciones y ayudará al ingeniero a ser prudente a la hora de evaluar el pandeo de una columna. Por desgracia, y aunque no debería ser así, las diferencias son significativas cuando la columna es esbelta.

19 - 04**CUSTOMIZED SOLUTIONS FOR RCP SHAFT SEALS: LIFE CYCLE MANAGEMENT ANALYSIS TO SUPPORT DECISION-MAKERS**

P. Vignez

AREVA

Safety and performance are Key pillars of utilities' needs .

While Nuclear Electricity Industry has a duty of bringing power plants safety at an even higher level investments, performance requirements and plant availability rate are dramatically increasing.

Through its functions, the Reactor Coolant Pump (RCP) has a direct impact on those objectives. In heavy-duty operation 24/7, 365 days a year for 40 to 60 years, the RCP ensures the circulation of the primary circuit's coolant fluid in order to cool the reactor core, while the seal system has to ensure the leak-tightness of the primary circuit even under extreme conditions.

AREVA Jeumont experience feed back, combined with years of R&D, enables to support utilities with customized solutions to reinforce shaft seals safety and optimize plant availability & performance:

- Dedicated Life Cycle Management studies to determine the most appropriate solutions for shaft seals maintenance strategies, taking into account the plant configuration & specifics, the industry lessons learned, the OEM design expertise, and in-depth financial analysis.
- Reinforcement of primary circuit safety, especially with regard to reactor cooling functions, by improving the ability of utilities to cope with beyond-design-basis events, notably extended SBO.
- Improvement of shaft seals reliability and flexibility in operation.
- Reduction of maintenance costs thanks to higher component lifetime.

19 - 05**METODOLOGÍA H*: EVALUACIÓN DE LA INTEGRIDAD DE LA BARRERA DE PRESIÓN DEL REFRIGERANTE PRIMARIO EN UNA ZONA DE LOS TUBOS DE GENERADOR DE VAPOR FUERA DEL CÓDIGO ASME**

J. Torrens Carreras

ANAV

De acuerdo con el diseño original de los GGVV, por código ASME, las soldaduras de tubo a placa tubular soportan la presión diferencial del refrigerante primario sobre el secundario evitando que los tubos sean expulsados de la placa tubular. En la mayor parte de GGVV con tubos de Inconel 600TT se han detectado grietas axiales o circunferenciales en o cerca de las soldaduras de tubo a placa tubular, lo cual es inaceptable por ETF. Asimismo algunos GGVV han tenido una parte suelta golpeando las soldaduras de tubo a placa tubular, cuestionando la integridad de dichas soldaduras.

La metodología H* ha permitido demostrar que la integridad de la barrera de presión puede mantenerse por los expansionados hidráulicos de los tubos en la placa tubular asumiendo que se han perdido totalmente dichas, empleando evaluaciones por elementos finitos soportadas por ensayos de laboratorio desarrolladas por Westinghouse. Los criterios de aceptación de los cálculos son los de la ETF, desarrollados por EPRI en general para tubos de

GGVV y de tipo "performance based" (los tubos deben soportar 3 veces la presión diferencial en operación normal, etc).

La evaluación se ha llevado a cabo de forma probabilista. Se hizo un análisis de sensibilidad de los cálculos de la metodología H* ante la variabilidad de cada una de los parámetros implicados para descartar aquellos que tenían un efecto despreciable sobre el resultado final. Y se llevó a cabo una simulación de Montecarlo con miles de combinaciones repitiendo los cálculos teniendo en cuenta la variabilidad de cada parámetro implicado. Dado el gran número de tubos potencialmente afectados en cada planta, el criterio de aceptación probabilista ha sido un percentil 95% al 95% de confianza considerando todos los tubos degradados, lo cual es varias veces más exigente que el desarrollado por EPRI (percentil 95% al 50% de confianza para un único tubo, el más degradado).

19 - 06**NOISE, UNA HERRAMIENTA PARA EL ANÁLISIS DEL IMPACTO DEL RUIDO NEUTRÓNICO**

A. Ramírez Escobar¹, A. López Cedillo², A. Ortego Íñigo³, F. Ortega Pascual¹

¹TECNATOM, ²IBERDROLA Ingeniería y Construcción, ³CNAT

Las medidas de flujo neutrónico en las centrales nucleares tienen asociado un componente de ruido instrumental que pueden llegar a aumentar conforme evoluciona el quemado en el ciclo de vida del combustible. En los diseños PWR Siemens estas señales oscilantes llegan a los sistemas de limitación y protección y, de no tratarse con un filtro, pueden reaccionar con actuaciones que no se corresponden con situaciones reales previstas por el diseño.

Estos filtros, con ancho de banda variable, se incorporan para, mediante la atenuación de las fluctuaciones, evitar su perturbación sin disminución de la fiabilidad y seguridad exigidas al funcionamiento del sistema

NOISE (*Neutronic Oscillation Influence System Evaluation*) es un desarrollo de Tecnatom para CN Trillo cuyo objetivo es disponer de una herramienta que permita conocer en profundidad la influencia que tienen las medidas de flujo neutrónico de los cuatro cuadrantes del reactor en el sistema de limitación.

La aplicación NOISE es una herramienta off-line que simula el circuito de cálculo de potencia del sistema de protección y la función L-RELEB del sistema de limitación. Está alimentada con datos reales de flujo neutrónico con una frecuencia de 100 Hz y está diseñada para el análisis predictivo de las alarmas del sistema de limitación como consecuencia de las oscilaciones de las medidas de flujo neutrónico. Adicionalmente se pretende utilizar como herramienta de apoyo a la ingeniería para ajustar el valor efectivo de las bandas muertas de los filtros envolventes evitando que posibles alarmas del sistema causen impacto en la operación.

19 - 07**METODOLOGÍA RAMA PARA CÁLCULO DE LA FLUENCIA NEUTRÓNICA**

G. Villegas¹, F. Corchón²

¹NORCA-INTERTEK, ²NUCLENOR

Un aspecto importante para solicitar la extensión de vida de un central nuclear, es conocer el nivel de irradiación (Fluencia E >1 MeV) de los materiales estructurales del reactor. Con esta finali-

dad, EPRI (Transware) desarrolló una metodología conocida con el nombre de RAMA. Dicha metodología es aceptada por la NRC para determinar los valores de Fluencia en la vasija y sus internos. Nuclenor optó por la utilización de la metodología RAMA para determinar los niveles de fluencia su vasija e internos.

El objetivo del presente trabajo es, describir la metodología RAMA y analizar las ventajas e inconvenientes en su utilización como herramienta para determinar la fluencia neutrónica en la vasija e internos. La metodología RAMA utiliza la superposición de sólidos básicos para construir la geometría que se desea estudiar, el trazado de rayos para el cálculo del flujo neutrónico y la librería nuclear BULGE-96 para obtener las secciones eficaces.

La validación de los flujos neutrónicos obtenidos con RAMA, se realiza comparando con la actividad específica de hilos dosimétricos extraídos del reactor. La NRC considera un valor aceptable de la relación Calculado / Medido, para la validación del modelo, ≤ 1.20 .

La metodología RAMA permite calcular simultáneamente la fluencia y la activación neutrónica de los materiales. Los datos de flujo, obtenidos con la metodología RAMA, pueden ser utilizados para realizar programas de la piscina de combustible gastado y contenedores de almacenamiento de combustible en seco.

A modo de ejemplo se presentan los resultados obtenidos para la Central Nuclear de "Santa María de Garoña".

19 - 08

SISTEMAS DIGITALES PARA LA VIGILANCIA DE LA RADIACION

A. C. Cebrian Tejero

ANAV

El sistema de Vigilancia de la Radiación existente en centrales Nucleares es una de las herramientas más importantes para asegurar que la exposición a la radiación tanto del personal de la planta como del público en general está por debajo de los límites legislados siguiendo las recomendaciones ALARA.

Incrementar los factores de disponibilidad y confianza para cada canal en particular y del sistema en general.

Proveer exactitud en la información de la medida y sistema de muestras, para el personal de operación, mantenimiento, protección radiológica e ingeniería.

Reducir al máximo tareas de mantenimiento tanto preventivas como correctivas.

Fácil mantenibilidad y acceso para la reparación de averías.

Componentes modulares que reducen los tiempos de intervención
Programas de software específicos para mantenimiento, adquisición de datos, análisis espectral y simulación.

Totalmente calificados según normativa internacional ISO9001/2008, 10CFR50 Apéndice B

Incremento considerable del Tiempo Medio entre Fallos (MTBF).
Reducción de los costes de servicio y operación.

SALA 3**Jueves 26 - 10:00 a 11:30 h.****20- NUEVOS REACTORES (I):
REACTORES DE GENERACIÓN IV**

PRESIDENTE: Jose G. Aycart
GE HITACHI NUCLEAR ENERGY

COORDINADOR: Rodrigo Andújar
EMPRESARIOS AGRUPADOS

20 - 01**ANÁLISIS DE SLOSHING DEL REFRIGERANTE
OCASIONADO POR SISMO EN EL REACTOR LFR-ELSY**

F. Beltrán, A. Moreno
IDOM SERVICIOS NUCLEARES

Dentro del séptimo programa marco de la Unión Europea, se está desarrollando el proyecto SILER (*Seismic-Initiated events risk mitigation in LEad-cooled Reactors*), con el objetivo de investigar la aplicación de aisladores sísmicos de base al diseño de reactores rápidos refrigerados con plomo (Gen IV). El proyecto reúne a 18 socios, entre ellos a las empresas españolas Empresarios Agrupados e IDOM.

Como es sabido, el aislamiento sísmico tiene como objetivo reducir las frecuencias fundamentales del sistema, de forma que queden por debajo de la banda de frecuencias en la que se concentra la energía liberada por los terremotos. Este criterio de diseño sitúa típicamente las frecuencias fundamentales de los sistemas con aislamiento de base entre 0.3 y 0.5 Hz. Por otro lado, en los reactores rápidos refrigerados por plomo (LFR), el refrigerante trabaja a presión atmosférica, dejando una superficie libre dentro de la vasija.

En estas circunstancias, durante la sacudida sísmica, el refrigerante está sometido a movimientos de naturaleza convectiva (*sloshing*), típicos de los tanques de almacenamiento a presión atmosférica. Además, para las dimensiones normales, las frecuencias naturales de estos movimientos convectivos pueden estar próximas a la frecuencia fundamental del sistema aislado (0.3 a 0.5 Hz). Por este motivo, dentro del proyecto SILER, se está analizando el *sloshing* del refrigerante y su posible repercusión en el diseño de los internos de la vasija de reactores LFR. En la ponencia se presenta el trabajo de IDOM para el estudio del fenómeno empleando tres técnicas diferentes de simulación numérica: mecánica de fluidos computacional (CFD), procesadores de elementos finitos tipo *Arbitrary Lagrangian-Eulerian* (ALE) y técnicas de dinámica de partículas (*Smoothed Particle Hydrodynamics*, SPH). En la ponencia se presenta la aplicación de estos tres métodos al análisis del sloshing dentro de la vasija del reactor ELSY, se comparan los resultados obtenidos y se discute la aplicabilidad de cada uno de los procedimientos.

20 - 02**TRANSMUTATION STUDIES IN THE JULES HOROWITZ REACTOR**R.S.Hontoria¹, P.Jaecki²¹CIEMAT, ²CEA

The Jules Horowitz Reactor (JHR) is currently under construction and will be in operation within a decade. One of the objectives of the JHR is to perform R&D programs for Gen IV reactors and the transmutation of minor actinides (MA). Several transmutation routes are investigated either in accelerator driven systems (ADS) or sodium fast reactors (SFR), using dedicated fuels enriched in MA.

Few SFRs are available, but irradiation testing, in a material test reactor (MTR), like JHR, is expected to produce useful data regarding issues such as irradiation swelling, gas production and release. Those parameters, He release rate (fuel swelling, clusters, etc.) and burn up (fuel matrix damage due to fission) are important for the representation of the irradiation and behavior of the fuel transmutation fuel in the rodlet.

This presentation focuses on the JHR capabilities for experimental irradiations.

A first type of experiments are analytical irradiations, which aim to gain data on the behavior of the fuel material under neutronic flux and study separate effects.

This paper shows that irradiation conditions in the JHR can be chosen to be reasonably representative (fuel matrix damage and He generation) of the reference case of minor actinide bearing blanket (MABB) in a SFR, with the additional benefit of a reduced irradiation time (factor 10).

A second type are semi-integral irradiations on fuel rods (fuel material, cladding, and geometry close to the final fuel product). This paper focuses on the on-going work carried out for the conceptual design of a dedicated irradiation device for the JHR: comparison with existing devices, study of deviations from the reference case, possible use of neutronic screens, assessment and minimization of uncertainties, thermal design, instrumentation,...).

20 - 03**ANALYSIS OF ADVANCED EUROPEAN NUCLEAR FUEL CYCLE SCENARIOS INCLUDING TRANSMUTATION AND ECONOMICAL ESTIMATES**

I. Merino Rodríguez, F. Álvarez-Velarde, F. Martín-Fuertes
CIEMAT

Four European fuel cycle scenarios have been addressed in coherence with PATEROS and CP-ESFR EU Projects. The first scenario (i.e., reference) is the current fleet using Light Water Reactor (LWR) and open fuel cycle. The second one assumes a full replacement of the initial fleet with Fast Reactors (FR). The third scenario is a modification of the second one introducing Minor Actinide (MA) transmutation in a fraction of the FR fleet. Finally, in the fourth scenario, the LWR fleet is replaced using FR with MOX fuel as well as Accelerator Driven Systems (ADS) for MA transmutation.

The main objectives are to study these cycles, their viability according to the nuclear resources demand and the impact of transmutation in the LCOE (Levelized Cost of Electricity). The simulations were made using the CIEMAT-developed TR_EVOL

code, a tool designed to study different nuclear fuel cycles including transmutation and economical analysis.

The results reveal that all scenarios are feasible according to nuclear resources demand (U and Pu). Concerning to no transmutation cases, the second scenario reduces considerably the Pu inventory in repositories compared to the reference scenario, although the MA inventory increases. The transmutation scenarios show that elimination of the LWR MA legacy requires on one hand a maximum of 33% fraction of the FR fleet dedicated to transmutation (MA in MOX fuel, homogeneous transmutation). On the other hand a maximum number of ADS plants accounting for 3% of electricity generation are predicted in the fourth scenario. Regarding the economic analysis, the estimations show an increase of LCOE – averaged over the whole period – with respect to the reference scenario of 21% and 29% for FR and FR with transmutation scenarios respectively, and 34% for the fourth scenario. All these results have to be considered carefully according to the hypotheses and parameters employed.

20 - 04

OBJECTIVE PROVISION TREE (OPT) EN REACTORES RÁPIDOS REFRIGERADOS POR SODIO. APLICACIÓN A LA FUNCIÓN DE SEGURIDAD DE EVACUACIÓN DE CALOR RESIDUAL

C. Queral Salazar, J. Gonzalez Cadelo, J. Montero Mayorga
UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID

Como parte del proyecto "Safety Assessment for Reactor of GEN-IV (SARGEN IV)" se ha implementado la metodología ISAM del OIEA a la evaluación de seguridad de los nuevos diseños de reactores de sodio. Dentro de la ISAM, una nueva herramienta para facilitar esta evaluación es el "Objective Provision Tree (OPT)" que documenta las provisiones necesarias para cada uno de los niveles de defensa en profundidad, así como para cada función crítica de seguridad.

Debido a las innovaciones de diseño que presentan los reactores de sodio, la evaluación de seguridad y licenciamiento de estos reactores requiere consideraciones especiales. En este trabajo se han analizado los mecanismos de fallo de la función de seguridad referente a la evacuación de calor residual, y se han propuesto diferentes provisiones para cada uno de los tres primeros niveles de defensa en profundidad.

El principal resultado de este trabajo se ve reflejado en la elaboración de los "Objective Provision Trees (OPTs)", uno para cada uno de los tres primeros niveles de defensa en profundidad para la función de seguridad de evacuación de calor residual. Estos árboles representan de manera esquemática las provisiones necesarias para cumplir con los objetivos de cada nivel que son respectivamente: 1) desviaciones de operación normal, 2) control de operación anormal y detección de fallos; y 3) control de accidentes.

20 - 05

PROYECTO SARGEN-IV. DESARROLLO DE NUEVAS METODOLOGÍAS DE ANÁLISIS DE SEGURIDAD PARA REACTORES DE GENERACIÓN IV

C. Queral Salazar, E. Gallego Díaz, G. Jiménez Varas

UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID

Actualmente se están desarrollando en Europa varios proyectos de prototipos de reactores rápidos de generación IV refrigerados por sodio, plomo y gas. Dentro de este contexto la UE aprobó la financiación del proyecto europeo "Safety Assessment for Reactor of GEN-IV (SARGEN IV)" cuyo principal objetivo es desarrollar una metodología de análisis de seguridad aplicable a los tres tipos de reactor.

El objetivo del trabajo realizado ha sido la obtención de los aspectos comunes de las nuevas metodologías integradas deterministas-probabilistas para su aplicación a los análisis de seguridad.

El principal resultado de este trabajo es la propuesta de la incorporación de nuevos ingredientes en las metodologías de análisis de seguridad para reactores de Generación-IV que integra las características de los análisis probabilistas de seguridad dentro de los deterministas. Todo ello garantiza un mayor grado de integración entre las metodologías clásicas deterministas y probabilistas.

20 - 06

ANÁLISIS RADIODRÓMICO DE LAS EMISIÓNES EN CASO DE ACCIDENTE DE UN REACTOR EXPERIMENTAL REFRIGERADO POR PLOMO. PROYECTO LEADER

F. Gómez Salcedo, Á. Cortés Martín
EMPRESARIOS AGRUPADOS

Entre las actividades del 7º Programa Marco de la Unión Europea se está desarrollando el proyecto LEADER (Lead-cooled European Advanced Demonstration Reactor) con el objeto de demostrar la viabilidad de un reactor avanzado refrigerado por plomo.

El trabajo desarrollado por la sección de Protección Radiológica de Empresarios Agrupados en el proyecto LEADER ha sido el análisis del impacto radiológico de las emisiones a la atmósfera de este tipo de reactores en caso de accidente.

Se ha utilizado metodología de cálculo americana basada en la Guía Reguladora 1.183, teniendo en cuenta las peculiaridades de este tipo de reactor.

Se ha demostrado que el impacto radiológico de las emisiones en caso del accidente de fallo de 7 de los 171 elementos de combustible está muy por debajo de los límites de dosis para el público en caso de accidente.

De especial interés para la protección radiológica es el hecho de que en este diseño de reactor la liberación de productos de fisión distintos de gases nobles y tritio son órdenes de magnitud inferiores respecto a los diseños comerciales de agua ligera, lo cual es especialmente relevante en relación a las liberaciones de yodo, cesio y estroncio al medio ambiente y al impacto asociado a las medidas de protección de la población.

SALAS 4-5 Jueves 26 - 10:00 a 11:30 h.

21- OPERACIÓN

PRESIDENTE: **Manel Campoy**
C.N. ASCÓ

COORDINADORA: **Elena de la Fuente**
WESTINGHOUSE

21 - 01

ANÁLISIS DE LAS ACTUACIONES HUMANAS EN SECUENCIAS DE SBLOCA EN PWR CON PÉRDIDA Y RECUPERACIÓN DEL HPSI

J. González Cadelo, J. Montero Mayorga, C. Queral Salazar
UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID

Dentro de las secuencias de SBLOCA en PWR se analizan posibles fallos como la pérdida del sistema de inyección de alta presión (HPSI). Este tipo de análisis es aplicable tanto para estudiar las actuaciones humanas como para su aplicación en el análisis probabilista de seguridad.

En este trabajo se han analizado las actuaciones humanas en secuencias de SBLOCA con fallo del HPSI pero con una recuperación posterior del mismo. Las dos principales actuaciones del operador son el enfriamiento y despresurización vía secundario y el disparo de las RCP al recuperar el HPSI. El objetivo es analizar si existen combinaciones de ambos tiempos que hagan inadecuado el disparo de las RCPs. El análisis se ha realizado con el código TRACE con modelos conservadores y best estimate.

Los resultados obtenidos con el modelo conservador muestran que la recuperación del HPSI y el consiguiente disparo de las bombas previsto en los POEs pueden provocar una secuencia de daño si la recuperación se produce cuando el nivel en vasija es más bajo. Estas secuencias de daño se pueden evitar si solo se disparan dos de tres RCP.

Por otra parte los resultados del modelo best estimate muestran que en los peores casos se produce refrigeración inadecuada del núcleo durante un intervalo de tiempo pequeño que no tiene impacto significativo sobre la integridad del combustible.

21 - 02

ANALYSIS OF STEAM GENERATOR TUBE PLUGGING IN A PWR. INFLUENCE IN THE STEAM GENERATOR TUBE RUPTURE EMERGENCY OPERATING PROCEDURE

P. Pla¹, F. Reventós², M. Martín Ramos¹, I. Sol³

¹JOINT RESEARCH CENTRE OF THE EC, ²TECHNICAL
UNIVERSITY OF CATALONIA, ³ANAV

A number of Nuclear Power Plants (NPPs) with Pressurized Water Reactors (PWR) in the world have replaced their steam

generators (SG) due to degradation of the SG tubes caused by different problems (stress corrosion cracking, fretting, wear, pitting, denting, material problems, etc). Several methods were attempted to correct the defects of the tubes, but eventually the most permanent solution was found to be their plugging. The consequences of plugging the tubes is the subsequent loss of heat transfer surface, reduction of the primary system mass flow, the consequential reduction of reactor nominal power and finally economic losses.

The objective of this paper is to present an analysis with Relap5/mod3.3 patch03 for the Spanish reactor ASCÓ-2, a 3-loops 2940.6 MWth Westinghouse PWR, in which steam generator tubes are simulated to be plugged in order to find the limit for the adequate operation of the plant. (***)Several steady state calculations were performed with different fractions of plugged SG tubes, by modeling the reduction of the primary to secondary heat transfer surface and the reduction of the primary coolant mass flow area in the tubes as well. The results of the analysis yield that plugging 12% of the SG tubes is around the limit for adequate reactor operation. This limit considers also the proper operation of the turbine valve avoiding its complete opening.

To complete the study an event in which the steam generators are used to cool-down the plant was simulated to find out if the plugging of SGs tubes could influence the efficiency of the operator actions described in the Emergency Operating Procedures (EOP) to handle this kind of events. The selected event has been the rupture of one tube of a SG. Two cases with no plugging at all (0%) and 12% SG tube plugging were performed. The actions of the corresponding Emergency Operating Procedure for SG tube rupture were coded in the calculations. The results show no impact on operator actions.

21 - 03

LES AND URANS CONJUGATE HEAT TRANSFER SIMULATIONS USING OPENFOAM FOR A BWR CONTROL ROD GUIDE TUBE

I. Gallego Marcos¹, D. Haces Manzano¹, R. Thiele²,
N. Forsberg³, G. Jiménez¹, H. Anglart²

¹UPM, ²KTH, ³VATTENFALL

In order to avoid the high thermal gradients that would take place at the entrance of the control rods at the bottom of the BWR reactor vessel, water injection is used to gradually elevate the temperature at the rod. It was observed at the Oskarshamn Nuclear Power Plant (Unit 3), Sweden that this method of pre heating can lead to ruptures of the control rods by thermal fatigue.

The objective of this project is to simulate the mixing of the water, the induced heat transfer through the rod and analyze the low frequency temperature oscillations, which take place inside the material. The properties are calculated using OpenFOAM with different approaches, such as URANS using the k- ω -SST turbulence model and LES.

k- ω -SST turbulence model was successfully validated in a simplified 2D model with the experimental results of velocity and temperature obtained in a similar geometry. At the same time, the final results obtained with the LES simulations were calculated using the mesh that gave best results in the URANS simulation.

The results help to identify the location and the magnitude of the low frequency thermal oscillations, which will be useful for further experimental validation of the data.

21 - 04

ACCIONES PARA LA REDUCCIÓN DE EMISIÓNES RADIACTIVAS: PREVENCIÓN DEL FALLO DE LA CONTENCIÓN MEDIANTE LA INUNDACIÓN DE LA CONTENCIÓN Y DE LA CAVIDAD DEL REACTOR

J. Fornós Herrando

ANAV

La cavidad del reactor de Ascó y de Vandellós II es del tipo seca, por lo que un accidente severo que progrese hasta el fallo de la vasija, puede potencialmente acabar derivando en la pérdida de integridad de la contención en función de la viabilidad de refrigeración del núcleo fundido. Como consecuencia, se liberarían importantes emisiones radiactivas al exterior.

En el marco de las Pruebas de Resistencia, ANAV ha analizado diferentes acciones para prevenir el fallo de la integridad de la contención con el fin de reducir las emisiones radiactivas al exterior. El objetivo de esta ponencia es presentar los principales aspectos a destacar asociados a estas acciones.

En una central nuclear con cavidad del reactor del tipo seca, en la que se produzca un accidente severo que progrese hasta el fallo de la vasija, se produciría la interacción entre el núcleo fundido y el hormigón de la cavidad, con la consecuente generación de gases no condensables e inflamables. Adicionalmente a la presurización de la contención, la combustión de estos gases podría conducir a picos de presión que comprometerían la capacidad última de la contención. Asimismo, la propia interacción entre el núcleo fundido y el hormigón podría provocar la pérdida de integridad de la contención debido a la ablación de la losa.

Con el fin de prevenir el potencial fallo de la contención, se han contemplado las acciones de inundación de la contención (GGAS-8) e inyección directa a cavidad. El objetivo de estas acciones, es introducir agua a la cavidad del reactor, convirtiéndola así en cavidad húmeda, para poder retener el núcleo en la vasija, así como para posibilitar su refrigeración en caso que no haya sido posible su retención.

Asimismo, se presenta un análisis del impacto de llevar a cabo o no estas estrategias frente a distintos aspectos fenomenológicos relacionados con accidentes severos.

21 - 05

NDTT NIL-DUCTILITY TRANSITION TEMPERATURE, DESDE EL PUNTO DE VISTA ESTRUCTURAL

F. Prats Bella

WESTINGHOUSE ELECTRIC SPAIN

El apéndice C del NUREG-0612 (1980) establece unas guías para modificar las grúas existentes en las plantas nucleares para garantizar la operación de las mismas de forma segura. Una de las condiciones, es establecer la temperatura mínima de operación.

El criterio (2) del apéndice C que resume los requisitos del NUREG-0554 (1979) "Single-Failure Proof Cranes" sugiere establecer la temperatura mínima de operación basada en propiedades del material: concretamente de la tenacidad. En su apartado de "Implementation of NUREG-0554 For Operating Plants", correspondiente a la mínima temperatura de operación sugiere un criterio de $NDTT+60^{\circ}\text{F}$ para evitar la prueba en frío.

En esta ponencia se explicará brevemente el concepto de la temperatura de transición de comportamiento dúctil a frágil y se comentará el criterio comentado anteriormente: $NDTT+60^{\circ}\text{F}$, llegando a la lógica conclusión que no tiene ningún sentido aplicarlo a los aceros estructurales habituales.

De forma natural, un criterio aplicable sería $NDTT+30^{\circ}\text{F}$ y así lo estipula, por ejemplo, la norma ASME-NOG-1.

21 - 06

INFRAESTRUCTURA DE APOYO A LAS ESTRATEGIAS DE OPERACIÓN FREnte A LA OCURRENCIA DE SUCESOS EXTRAORDINARIOS: ÁREA SEGURA DE ALMACENAMIENTO DE EQUIPOS

Á. De Blas¹, J. Asensio², E.J. Fernández², I. Font¹

¹EMPRESARIOS AGRUPADOS, ²CNAT

El cumplimiento de los requerimientos especificados en las Instrucciones Técnicas Complementarias ITC-1 e ITC-2, emitidas por el Consejo de Seguridad Nuclear, supone la realización de análisis exhaustivos sobre cómo afrontar en Centrales Nucleares situaciones de emergencia debidas a la ocurrencia de sucesos extraordinarios. La ITC-1 plantea sucesos naturales como sismo e inundación, mientras que la ITC-2 habla de accidentes severos tales como grandes incendios.

Como parte integrante de la infraestructura necesaria, se proyecta un área segura para el estacionamiento y acopio de los equipos implicados en el desarrollo de las distintas estrategias operativas. Atendiendo a los requisitos marcados por ITC-1, esta área se encuentra en una cota no inundable y mantiene su integridad y funcionalidad tras un terremoto más allá de las bases de diseño. A su vez, los condicionantes de diseño del área segura cumplen lo estipulado por ITC-2 respecto de la mitigación de grandes incendios.

Los distintos escenarios planteados se afrontan con estrategias operativas minuciosas, cada una de las cuales requiere de la disponibilidad de un conjunto de infraestructuras, vehículos y equipos específicos. Se desarrolla una labor de ingeniería de detalle que analiza globalmente todos los escenarios y particulariza soluciones para cada uno de ellos. El diseño de un área de almacenamiento seguro supone la dotación de un conjunto de instalaciones que, además de proporcionar alojamiento a los elementos portátiles involucrados en las estrategias y permitir el mantenimiento periódico de los mismos, asegura la disponibilidad de rutas redundantes para el desarrollo de los movimientos previstos para personas, equipos y maquinaria, en el supuesto de producirse una obstrucción de la calzada por derrumbe de edificios no categoría sísmica o inundación de tramos del emplazamiento. En definitiva, el diseño final asegura el cumplimiento de todos los requerimientos normativos y prácticos, garantizándose la minimización de tiempos de las estrategias operativas y la funcionalidad en la aplicación de las mismas.

21 - 07

MEJORA FUENTES PREFERENTES EXTERIORES Y ALIMENTACIÓN EN ISLA DE C.N.ASCÓ Y VANDELLÒS

J. Martínez, J. Montero

ANAV

El Criterio General de Diseño GDC-17 establece la necesidad de disponer de 2 circuitos de alimentación (Fuentes Preferentes Exteriores - FPE) independientes entre sí, desde la red exterior de transporte "transmisión network" hasta el sistema interior de distribución Clase 1E. Asimismo la IEE-765 "Standard for Preferred Power Supply (PPS) for Nuclear Power Generating Stations (NPGS) describe los criterios de diseño de las FPE capacidad e interfase del sistema de potencia clase 1E con el parque eléctrico y el sistema de transmisión de potencia exterior.

Adicionalmente en los escenarios de pérdida generalizada de la red “0” total exterior de larga duración, se plantea la necesidad de disponer de sistemas de generación autónomos y de distribución dedicados para alimentar los servicios auxiliares de las centrales nucleares.

Esta ponencia desarrolla:

- 1) Los análisis y cálculos realizados por ANAV en las centrales nucleares de Asco y Vandellós con la empresa de distribución ENDESA-DISTRIBUCIÓN para validar la capacidad e independencia de las Fuentes preferentes exteriores de acuerdo con la normativa aplicable. El resultado de los estudios realizados ha propiciado una serie de actuaciones de mejora consistentes en:
 - Ampliación del sistema de vigilancia de las fuentes exteriores para cubrir las disponibilidad de las líneas que alimentan las subestaciones exteriores.
 - Creación de procedimientos específicos de explotación de las Subestaciones exteriores y para garantizar que los alineamientos, descargas e incidentes son consistentes con los requisitos de las FPE de las centrales nucleares y protocolo de comunicación en caso de incidencia.
 - Implantación en Asco de una nueva interconexión entre los SE 400 y 110 kV para potenciar la disponibilidad de FPE .
- 2) Las mejoras realizadas en el sistema de alimentación en ISLA a las C.N.Ascó y C.N.Vandellós desde la C.H.Ribarroja, fundamentalmente:
 - Optimización de la actuación automática de generación de ISLA, incluyendo otras topologías de alineación de líneas, mejorando el deslastre automático por teledisparo y la reposición de tensión a red mallada sin paso por “0”
 - Desarrollo de procedimientos mejorados para la creación de la Isla por telemundo o Local
 - Desarrollo de equipos de vigilancia y monitorización del automata (PLC) de ISLA para el seguimiento y diagnosis “on line” en la ejecución de la ISLA en pruebas o real.
 - Planificación de pruebas anuales de la ISLA para garantizar su fiabilidad isla con ejecución en las 3 modalidades: automática, por telemundo y local y arranque periódico de las bombas principales para verificar el funcionamiento adecuado de los sistemas de regulación de velocidad y tensión de los grupos hidráulicos.

21 - 08

HERRAMIENTA DE AYUDA A LA GESTIÓN DE LAS GUÍAS DE ACCIDENTES SEVEROS DE CN. VANDELLÓS II

J. Gutiérrez¹, A. Pontejo², R. Martínez¹

¹TECNATOM, ²C.N. VANDELLÓS II

El proyecto se enmarca dentro de las actividades llevadas a cabo para mejorar los procesos informatizados en el Centro de Apoyo Técnico (CAT) de C.N. Vandellós-II con la finalidad de facilitar la gestión de emergencias en el marco de los accidentes severos, haciendo posible el seguimiento y aplicación óptima de las guías de gestión de accidentes severos.

El desarrollo de la herramienta informática “Sistema de Gestión de Guías de Accidentes Severos (GGAS)” se ha llevado a cabo sobre una arquitectura Web, considerando la posibilidad de integración con otras herramientas de apoyo al CAT de C. N. Vandellós-II en emergencias, como PROMOCAT. La herramienta GGAS facilita al grupo de Evaluación del CAT el seguimiento de las guías de accidentes severos, permitiendo, además de la lectura de dichas guías, el análisis de las diferentes estrategias disponibles y su representación gráfica.

Se pretende reforzar la forma actual de gestión con una aplicación que ofrece a los evaluadores un modo alternativo de verificación a través de:

- Una visión global de todas las guías disponibles con tránsito sencillo entre ellas.
- Una forma fácil de consultar anexos o ayudas de cálculo durante el seguimiento de una guía.
- Una vía para comprobar el estado y la disponibilidad de todas las estrategias y equipos asociados previstos en las GGAS.

La herramienta GGAS favorece un entrenamiento más dinámico y efectivo del personal implicado en la gestión de la emergencia, un conocimiento más detallado del estado de la planta durante un accidente severo y una sustancial mejora en el proceso de “toma de decisiones” para hacer frente a estas situaciones.

SALA 9**Jueves 26 - 15:30 a 17:30 h.****22- COMBUSTIBLE (II)**

PRESIDENTE: **Franciso Culebras**
AN ASCÓ-VANDELLÓS II

COORDINADORA: **Alicia Sánchez Siguero**
ENUSA

22 - 01**MODELIZACIÓN POST-TEST DEL EXPERIMENTO
HALDEN IFA-650.10 CON LOS CÓDIGOS
DE LA SERIE FRAP**

I. Vallejo, L. E. Herranz

CIEMAT

Los criterios de seguridad relativos a accidentes LOCA se basan mayoritariamente en combustible sin irradiar y en experimentos realizados hace varias décadas. Existe la necesidad actual de revisar dichos criterios, incluyendo el efecto de diferentes materiales de vaina, así como condiciones de alto quemado en el combustible. Entre los programas experimentales existentes en organizaciones de diferentes países (IFE, JAEA, USNRC, KIT...), se encuentran los experimentos de HRP realizados en el reactor HALDEN (Noruega) correspondientes a la serie IFA-650.

En este trabajo se modeliza con los códigos de la serie FRAP (desarrollados por PNNL) el experimento IFA-650.10 ejecutado en mayo de 2010. Se ofrece una aproximación para la termo-hidráulica barra-refrigerante con distintos coeficientes de transferencia en la fase líquida y vapor. Esta aproximación ya utilizada por CIEMAT en el primer experimento de la serie con combustible sin irradiar, permite extender su validez. Se comparan los resultados con las medidas experimentales disponibles.

La aproximación empleada para el intercambio de calor barra-refrigerante reproduce adecuadamente el tiempo y la localización axial del fallo de la vaina así como la temperatura pico durante el transitorio, con una ligera tendencia a la sub-predicción. El comportamiento térmico durante el experimento desde el inicio de la fase de vaciado hasta la parada del reactor presenta un buen acuerdo con las medidas experimentales. En el comportamiento mecánico se observan algunas desviaciones cualitativas en la elongación de la vaina durante el experimento, aunque el máximo alcanzado presenta un buen acuerdo cuantitativo frente a las medidas disponibles. La máxima deformación circunferencial presenta una desviación mayor (~20%) respecto a los valores obtenidos del examen post-irradiación, pero la tendencia de los resultados predichos son conservadores. Con este trabajo CIEMAT analiza la termomecánica de transitorios LOCA iniciando una campaña de simulaciones con este experimento.

Este trabajo está enmarcado dentro del acuerdo de colaboración TERMOMEC entre CSN y CIEMAT sobre el "Comportamiento Termomecánico de Combustible".

22 - 02**MODELING RIA SCENARIOS WITH THE FRAPTRAN
AND SCANAIR CODES**

I.C. Sagrado, I. Vallejo, L.E. Herranz

CIEMAT

In the last years it has been pointed out the need of redefining new RIA safety criteria under more challenging conditions. For that purpose, the rigorous assessment of the codes capabilities applied to these scenarios is necessary. Within this context, a transient fuel codes RIA benchmark has been organized by the OECD/NEA. CIEMAT has participated with the modeling of the five experiments included using the FRAPTRAN and SCANAIR codes.

Based on the analysis of the five experimental scenarios of the OECD/NEA RIA benchmark, a comparative assessment of FRAPTRAN and SCANAIR responses has been conducted and the observations made discussed in terms of their models approach and/or the way they are integrated. Similarities and discrepancies found may well give an insight on how mature transient codes are. Comparisons to data have been left out the scope of this paper as they were matter of other articles presented elsewhere.

As for thermal modeling, the codes calculate similar fuel center temperatures; however, FRAPTRAN predicts systematically higher maximum fuel temperatures and lower clad temperatures at oxide/metal interface in the analyzed time range. The mechanical responses are in general dissimilar. Although the codes show a nearly linear dependence of fuel elongation with the deposited energy, FRAPTRAN estimates the gap closure and the ductile regime onset before SCANAIR and predicts larger clad deformations. Regarding the fission gas release, all the simulated cases underline the different code approaches and the quantitative discrepancies between predictions. Despite all the differences mentioned, both codes consistently predict the experimental rodlet failures when they occurred.

This work is framed within the CSN-CIEMAT agreement on "Thermo-Mechanical Behaviors of the Nuclear Fuel at High Burnup".

22 - 03**IMPACT OF THE STEADY STATE UNCERTAINTIES ON
TRANSIENT CODES' RIA PREDICTIONS**

I. C. Sagrado, L. E. Herranz

CIEMAT

Recent works conducted in the field of the nuclear safety related to reactivity insertion accidents (RIA) have highlighted the importance of evaluating the uncertainties associated to the simulation tools. On one side, it allows assessing how RIA predictions depend on the initial rod characterization; on the other, it helps out when focusing on steady state code improvement.

The present work is focused on analyzing how the steady state uncertainties affect the transient predictions. Considering the available information two deterministic methods are chosen: One at Time (OAT) and Response Surface Methods (RSM). The scenario selected is the CIP0-1 test of the OECD-CABRI project. A preliminary study was carried out using FRAPCON and FRAPTRAN. This work goes further by including steady state models' uncertainties and adding SCANAIR as a transient code, so that both RIA transient codes responses may be qualitatively compared.

An uncertainty analysis (UA) methodology specifically adapted to analyze RIA scenarios has been developed and successfully

applied to the CIP0-1 test. The target variables chosen as a reference are those directly involved in rod failure criteria: clad elongation, permanent hoop strain, strain energy density and critical flaw depth. These variables sensitivity to steady state uncertainties has been evaluated. Fuel and clad roughness and Pu-concentration profiles (TUBRN model) are found to be the key variables in the SCANAIR modeling. As for FRAPTRAN, roughnesses are also found to be a relevant parameter. As for models, FRAPTRAN is more sensitive to swelling and relocation. Sensitivity to steady state uncertainties has been proven to be code-dependent to some extent.

This work is framed within the CSN-CIEMAT agreement of "Thermo-Mechanical Behavior of Nuclear Fuel at High Burnup".

22 - 04

EVALUACIÓN DEL IMPACTO DE LA DISPERSIÓN DE COMBUSTIBLE EN CASO DE LOCA

A. Concejal Bermejo, P. García Sedano, A. Crespo García
IBERDROLA INGENIERÍA

Estudios recientes llevados a cabo en Halden y Studsvik han señalado la posibilidad de obtener combustible altamente fragmentado con temperaturas relativamente bajas (700°C) y altos quemados (70 MWd/kgU). En caso de accidente con pérdida de refrigerante (LOCA), puede producirse la expulsión al exterior de la vaina de fragmentos de combustible, lo que puede afectar a la refrigerabilidad, provocar el bloqueo del canal y por consiguiente un aumento de la temperatura máxima de vaina.

Hasta la fecha, el efecto de la potencial dispersión de combustible en caso de LOCA no se tiene en cuenta en las normativas ni en los análisis de licencia. En esta ponencia se presentan los resultados obtenidos por Iberdrola en la evaluación del efecto de la dispersión de combustible en caso de LOCA en un reactor de tipo BWR.

Para ello, se ha desarrollado una metodología de análisis basada en la determinación de la cantidad de combustible dispersado y el impacto en la criticidad y la refrigerabilidad del mismo en todo el rango de quemado.

El objetivo es desarrollar una metodología que permita determinar la cantidad de combustible dispersado, y su impacto en la seguridad, tras un accidente con pérdida de refrigerante.

La metodología se basa en la obtención de una curva de fallo del combustible en caso de LOCA, función de la potencia lineal y el quemado de pastilla, basada en la aplicación de los modelos de ruptura del NUREG-630. Estos modelos han mostrado un comportamiento conservador en un amplio rango de experimentos.

Una vez obtenida la curva de fallo, se compara con la distribución de potencia del núcleo de diseño, para determinar el número de varillas susceptibles de romper en caso de LOCA para cada punto de quemado. Con el número de varillas rotas, puede evaluarse la cantidad de combustible dispersado y su impacto en la criticidad y refrigerabilidad.

En el caso de estudio (reactor BWR), y para el ciclo de estudio, la cantidad de combustible dispersada en caso de LOCA, en el peor de los casos considerados es muy inferior a la cantidad mínima necesaria para constituir un problema de seguridad.

22 - 05

REPRODUCCIÓN EN LABORATORIO DE LOS HIDRUROS DE CIRCONIO EN LAS DISTINTAS ETAPAS DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR

M.A. Martín-Rengel¹, F.J. Gómez Sánchez², J. Ruiz-Hervias¹

¹UPM, ²ADVANCED MATERIAL SIMULATION

Las vainas de combustible nuclear son tubos de pared delgada en cuyo interior se encuentran las pastillas de combustible. En operación, el circonio de las vainas reacciona con el agua de refrigeración produciendo hidrógeno, que se difunde en el interior de la vaina y precipita formando hidruros. Estos hidruros pueden afectar al comportamiento mecánico y a la integridad estructural de las vainas.

Durante las diferentes etapas del ciclo del combustible nuclear, los hidruros adoptan diferente disposición y morfología en función de los gradientes térmicos y de tensiones existentes en la vaina. El grado de fragilización depende del contenido de hidrógeno y de la orientación de los hidruros. En este trabajo se presentan las técnicas para reproducir en laboratorio las distintas morfologías observadas: distribución homogénea, reorientación de hidruros en dirección radial, "rim" de hidruros y ampollas ("blisters").

Se han empleado técnicas de carga catódica de hidrógeno para conseguir una distribución de hidruros homogénea en dirección circunferencial. Mediante tratamientos térmicos se ha logrado que los hidruros se concentren en la superficie externa de la vaina, formando una corona periférica ("rim" de hidruros), tal como sucede en reactor.

Se han aplicado tratamientos termomecánicos para reorientar los hidruros en la dirección radial de las vainas, con objeto de simular las condiciones a las que pueden estar sometidas las vainas después de abandonar las piscinas de combustible.

Finalmente se ha reproducido el efecto de la rotura de la capa exterior de óxido de la vaina durante la operación en reactor. Se ha logrado formar una ampolla ("blister" de hidruros) en la superficie externa análoga a la observada en muestras irradiadas.

Como conclusión se puede destacar que se han desarrollado un conjunto de técnicas para reproducir en laboratorio las morfologías de hidruros observadas en las distintas etapas del ciclo de combustible.

22 - 06

EXFOLIACIÓN DE ÓXIDO EN BARRA: ESTIMACIÓN DE LA GEOMETRÍA DE LA AMPOLLA DE HZR

A. Ramos Calvo¹, C. Muñoz-Reja¹, E. García²

¹ENUSA INDUSTRIAS AVANZADAS, ²ETSI CCP

Antes del uso de materiales de vaina para barra combustible de aleaciones de Zr-Nb altamente resistente a la corrosión, se utilizó el Zr-4. Las condiciones de operación y la limitada resistencia a la corrosión de este material, producía el desprendimiento parcial y localizado de la capa de óxido de Zr cuando esta llegaba a espesores elevados al final de vida del combustible.

Durante el proceso de oxidación de la vaina de aleaciones de Zr, parte del hidrógeno generado es absorbido por el metal. Cuando ocurre un desprendimiento parcial y localizado del óxido (spalling), el proceso lleva asociado una distribución no homogénea de hidrógeno por efecto de la diferencia de temperatura en la vaina entre zonas con mayor o menor capa de óxido. Alcanzado

el límite de solubilidad, se produce la precipitación en forma de HZr (hidruros de circonio) formándose en ocasiones ampollas de HZr (blister).

Los HZr son frágiles con lo que, la formación de blister conlleva una disminución de las propiedades mecánicas del material. En esta ponencia se presenta un método para modelizar la formación de un blister de HZr.

El método consta de dos partes diferenciadas. En primer lugar se realiza un estudio de la distribución de temperaturas en la vaina combustible con diferentes configuraciones de perdida de espesor de óxido para definir la geometría probable de distribución de hidruros. En segundo lugar se realiza una aproximación ingenieril para resolver la ecuación de precipitación de hidruros en la vaina.

22 - 07

DETERMINACIÓN DE LAS PROPIEDADES MECÁNICAS DE LOS HIDRUROS DE CIRCONIO MEDIANTE TÉCNICAS DE NANOINDENTACIÓN

J. Ruiz-Hervias¹, M.A. Martín-Rengel¹; A. Rico²

¹UPM, ²URJC

Las vainas de combustible nuclear son tubos de pared delgada en cuyo interior se encuentran las pastillas de combustible. Durante la operación en reactor, el circonio de las vainas reacciona con el agua de refrigeración produciéndose hidrógeno. Este hidrógeno se difunde en el interior de la vaina y precipita formando hidruros. Se ha demostrado que los hidruros de circonio pueden afectar al comportamiento mecánico y a la integridad estructural de las vainas.

El objetivo de este trabajo es determinar las propiedades mecánicas de los hidruros de circonio mediante técnicas de nanoindentación. De esta forma se podría discriminar el efecto de la matriz de circonio y de los hidruros en el comportamiento mecánico de las vainas hidruradas, dado que la gran mayoría de los trabajos publicados abordan el estudio desde un punto de vista macromecánico.

En este trabajo se estudian las propiedades mecánicas de los hidruros de circonio empleando técnicas de nanoindentación. Se emplearon muestras de vainas sin hidrurar y prehidruradas de forma homogénea, con concentraciones de 150 y 1200 ppm de hidrógeno. Se efectuaron medidas de nanoindentación tanto en la matriz como en los hidruros de circonio empleando una punta Berkovich. De los resultados de los ensayos se ha obtenido el módulo de elasticidad y el límite elástico tanto de la matriz como de los hidruros. Los resultados obtenidos en la matriz concuerdan con los obtenidos a partir de ensayos macroscópicos en probetas sin hidrógeno. Se observa una distribución bimodal en el módulo de elasticidad en las probetas prehidruradas con dos picos de valores cercanos, uno correspondiente a la matriz y otro a los hidruros.

22 - 08

ENDURECIMIENTO POR IRRADIACIÓN: COMPARACIÓN DE LÍMITE ELÁSTICO DE ZIRLO OPTIMIZADO Y ZIRLO

A. Muñoz¹, C. Muñoz-Reja¹, M. Novo²

¹ENUSA, ²CNAT

La vaina de ZIRLO Optimizado™ se desarrolló en el 2000 a partir de la vaina de ZIRLO® para mejorar el comportamiento frente a corrosión, manteniendo idénticas el resto de propiedades. Para ello, la vaina de ZIRLO Optimizado tiene un menor contenido en estano y, al contrario que su predecesora la vaina de ZIRLO, lleva un tratamiento térmico final de Recristalización Parcial (PRXA) en

vez de alivio de tensiones (SRA). Con estas dos características, la vaina de ZIRLO Optimizado obtiene mejor comportamiento frente a corrosión sin detrimento de otras propiedades salvo el límite elástico que es menor al del ZIRLO.

Esta diferencia en las propiedades mecánicas entre ambas aleaciones se espera que se elimine por el endurecimiento que produce la irradiación desde muy bajos estados de fluencia neutrónica.

No obstante, no hay datos disponibles de vainas modernas como son ZIRLO Optimizado y ZIRLO que corroboren este nivel de saturación a tan bajas fluyencias.

Por ello, Westinghouse, ENUSA y las centrales PWR nucleares españolas desarrollaron un programa de investigación sobre dos barras, una de ZIRLO Optimizado, y otra de ZIRLO como referencia, que se irradiaron un solo ciclo en Almaraz 2.

Por una parte, se realizaron ensayos mecánicos en la zona activa y en la zona del plenum en ambas barras y, por otra, se determinó el perfil de fluencia neutrónica en las barras mediante dos métodos aplicados por dos laboratorios de modo independientes, Studsvik y PNLL.

Esta ponencia presenta los resultados obtenidos, mostrando la evolución del límite elástico de ZIRLO Optimizado y ZIRLO con la fluencia neutrónica.

22 - 09

EVALUATION OF ISOTOPIC MEASUREMENTS AND BURN-UP VALUE OF SAMPLE M11 OF REBUS PROJECT

C. Töre, A. Rodríguez Rivada

SEA

Estimation of the burn-up value and its corresponding Irradiated nuclear fuel composition which depends on the irradiation history of the fuel are one of the most important subjects for criticality analysis, spent fuel management and source term estimation.

The unique way to determine the isotopic composition of an irradiated nuclear fuel is calculation by qualified codes and libraries. The qualification of the codes and libraries are performed by their benchmarking with measured values of the isotopes.

Under the REBUS (Reactivity Tests for a Direct Evaluation of the Burn-up Credit on Selected Irradiated LWR fuel bundles) International Program which was dedicated to the validation of computer codes, the sample M11 obtained from an irradiated UO₂ fuel rod of FA419 fuel assembly was analyzed for isotopic evaluation and burn-up determination.

Fuel assembly FA419 was irradiated during cycles 5 to 8 in GKN Unit II (PWR, Gemeinschaftskraftwerk Neckar, Neckarwestheim, Germany). The isotopic measurements and burn-up determination were performed in SCK-CEN, laboratories, Mol, Belgium.

First non-destructive gamma measurements were performed to determine the number of fissions occurred in M11 rod and then determine the burn-up expressed as total number of occurred fissions. For that purpose the total gamma scanning and the quantitative gamma-spectroscopy of Cs-137 were performed.

The destructive analyses were performed to determine the isotopic concentration of the irradiated sample which was cut out from 105.5cm to 108.5cm measured from the top end of the original M11 fuel rod.

The purpose of this study is evaluation of the measurements in order to judge their adequacy for qualification of the codes and libraries. Additionally the sensitivity analyses to manufacturing and operation parameters are performed in order to obtain the uncertainty due to both types of parameters.

This work is performed under a collaboration agreement between the Spanish Consejo de Seguridad Nuclear (CSN-SPAIN), Empresa Nacional de Residuos S.A.(ENRESA-SPAIN) and SEA Ingeniería y Análisis de Blindajes S.L.(SEA-SPAIN).

22 - 10

SENSIBILIDAD DE CALCULOS DE EVOLUCION ISOTOPICA A LAS LIBRERIAS DE SECCIONES EFICACES (44grupndf5 Y 238grupndf5)

A. Rodríguez Rivada, C. Töre

SEA

El análisis del valor del quemado y su correspondiente producción isotópica ha adquirido una importancia crítica debido al objetivo actual de superar quemados de descarga de 60 MWd/Kg

La única manera de realizar la estimación de la concentración isotópica es mediante un cálculo por códigos y librería cualificados.

En el Sistema de Códigos SCALE se pueden elegir entre nueve series de secciones eficaces, uno de estas es 238groupndf5 que ge-

neralmente se utiliza en análisis de criticidad. Se ha desarrollado una librería de 44 grupos (44groupndf5) para el análisis de combustible fresco, irradiado y de residuos radioactivos. Esta librería en 44 grupos se obtiene mediante el colapsamiento de la librería de 238groupsndf5 considerando las características espectrales de los reactores de agua ligera

La librería 44grupndf5 se ha comprobado frente a su librería original mediante 33 casos de benchmarking para demostrar que este colapsamiento de 238 grupos es aceptable, excepto para sistemas de energías intermedias

La validación de la librería 44groupndf5 en SCALE se han realizado con cálculo de la keff con 93 experimentos críticos.

En este estudio librerías 44groupndf5 and 238groupndf5 se han comprobado la evolución isotópica y el valor del quemado mediante benchmarking por medidas isotópicas para cualificación de las librerías y el código SCALE para el análisis del combustible irradiado.

En esta ponencia se han analizado 18 actínidos y 10 productos de fisión de 5 muestras las cuales son: F3F6 de Forsmark, M11 de GKNIL, DU1 y DM1 de Dodewaard y GU3 de Gösgen

Las medidas radioquímicas de las muestras han sido realizadas en los laboratorios de Studsvik, Dimitrovgrad, Harwell y SCK-CEN.

SALAS 6-7 Jueves 26 - 15:30 a 17:30 h.

23- I+D+i (IV): TRANSFERENCIA DE CALOR Y APS

PRESIDENTE: **Jose Antonio Tagle**
IBERDROLA

COORDINADORA: **Sofía Carlos Alberola**
UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE VALENCIA

23 - 02

TRANSMISIÓN DE CALOR Y FENOMENOLOGÍA EN ACCIDENTES SEVEROS EN PISCINAS DE COMBUSTIBLE GASTADO CON MAAP5

J. A. Ruiz Martín, A. Uruburu Rodríguez, E. Gil Moya

TECNATOM

El código termohidráulico MAAP5 incluye en sus últimas versiones un módulo que permite analizar la evolución de un accidente que tuviera lugar en la piscina de combustible gastado de una central nuclear. Éste módulo se encuentra en una versión preliminar y existe un gran interés por parte de las centrales y centros de referencia españoles en conocer en profundidad sus capacidades.

Por este motivo, se inició en septiembre de 2012 un proyecto conjunto de colaboración entre diferentes ingenierías españolas bajo el liderazgo del Grupo de Combustible de UNESA y contando con el apoyo de EPRI, empresa propietaria y FAI, desarrolladores de MAAP5. El objetivo general del proyecto consiste en el análisis de los diferentes modelos y fenomenología involucrada en el módulo de piscina de combustible y la elaboración de una Guía de Aplicación dirigida a las centrales españolas.

En concreto, TECNATOM ha focalizado su análisis en los modelos de transferencia de calor, estudiando los mecanismos de transferencia que tienen lugar tanto en el inicio del accidente como en condición de accidente severo, incluyendo los modelos de oxidación de vaina y de degradación de combustible y relocalización. El estudio se centra en la evolución de dos escenarios concretos, pérdida de refrigeración de la piscina de combustible y pérdida total del refrigerante del combustible gastado.

Como resultado final del proyecto se presentará una Guía de Aplicación para facilitar a las centrales españolas el desarrollo de sus modelos específicos de piscina con MAAP5, incluyendo la identificación de los parámetros necesarios para la definición del modelo así como su relevancia para la precisión de los resultados obtenidos.

23 - 01

MODELO DE TRANSMISIÓN DE CALOR POR RADIACIÓN EN UNA PISCINA DE COMBUSTIBLE GASTADO MEDIANTE TRACE

F. Sánchez-Sáez, S. Carlos Alberola, S. Martorell Alsina, J. F. Villanueva López

UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

El trabajo que se presenta en esta ponencia forma parte del estudio que se está llevando a cabo en la UPV para *MODELACIÓN DE PISCINAS DE COMBUSTIBLE MEDIANTE CÓDIGOS DE SISTEMA: ANÁLISIS DE TRANSITORIOS Y ACCIDENTES*, dentro del área de seguridad nuclear, el cual se enmarca dentro del proyecto de I+D+I financiado por el Consejo de Seguridad Nuclear.

En este trabajo se estudia la determinación de los parámetros necesarios en la definición del modelo de transmisión de calor por radiación de TRACE para elementos combustibles tipo (PWR). TRACE dispone de la capacidad de generar internamente los componentes para la transmisión de calor por radiación en elementos BWR (Factores de forma y estructuras de calor) a través del componente CHAN, pero para componentes tipo PWR se precisa generarlos manualmente, por lo cual resulta necesario la implementación de una metodología de cálculo de los factores de forma de las diferentes estructuras de calor que simulan los elementos combustibles. Los factores de forma se han calculado con la ayuda del código RADGEN (incluido en el COBRA-SFS).

Como caso de aplicación se ha implementado el modelo de transmisión de calor por radiación en la piscina de combustible gastado de Ascó, activándolo durante el transitorio cuyo iniciador es la *pérdida de refrigeración y pérdida de refrigerante a través del canal de transferencia*.

Se han comparado los resultados con los obtenidos con el mismo transitorio sin la implementación de la transmisión de calor por radiación. Como resultado más relevante se observa un retardo hasta alcanzar el límite en la PCT (1477K) de 1500s, por lo que se concluye que la activación del modelo de transmisión de calor por radiación predice la evolución de las temperaturas en los elementos combustibles de una manera menos conservadora.

23 - 03

PROYECTO UNESA MAAP5-SFP. CRITERIOS PARA LA SELECCIÓN DE LOTES DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES

P. Barreira Pereira, R. Sánchez Fernández

GAS NATURAL FENOSA ENGINEERING

A consecuencia de los recientes acontecimientos sucedidos en el sector nuclear mundial derivados del accidente de Fukushima y ante la demanda de análisis de herramientas que puedan ser utilizadas con suficiente confianza para el entendimiento de la fenomenología derivada del accidente, UNESA gestó un proyecto para el análisis de capacidades del módulo de comportamiento de piscina de combustible gastado (SFP) incorporado recientemente en el código MAAP5.

El proyecto está siendo llevado a cabo de forma colaborativa entre todos los Centros de Referencia en materia de Accidentes Severos, siendo el alcance de GNFe el desarrollo de una Guía para la Selección de los Lotes de Elementos Combustibles. El principal objetivo de esta guía es la definición de criterios que permitan agrupar en lotes representativos la población total de elementos de combustible previstos en una piscina en un momento determinado, bajo el punto de vista de su calor residual y comportamiento durante la evolución del accidente severo.

El desarrollo del trabajo se inicia con la identificación de las variables de entrada al modelo de piscina relacionadas con la definición de los lotes de elementos combustibles, así como de las recomendaciones para su definición. Posteriormente, se evalúan las fenomenologías asociadas a cada variable y el análisis que tanto el calor residual como la evolución del accidente severo presentan a cada una de ellas.

Como resultado de dichas evaluaciones y análisis de sensibilidad, el proyecto tiene como objetivo el establecimiento de una metodología basada en criterios optimizados para ayudar a los usuarios del código MAAP5 en la definición eficiente de los lotes de elementos combustibles, acompañada de su base teórica de análisis, así como el estudio de la aplicabilidad de dichas conclusiones a la situación específica de las Centrales Nucleares Españolas.

Representa un grupo de elementos de combustible tipo, de características similares (composición, enriquecimiento, irradiación, geometría, materiales...).

Cada grupo se define por la longitud del ciclo de quemado, el tiempo de enfriamiento, el enriquecimiento inicial las masas de los distintos materiales.

Se pueden definir un máximo de 20 tipos de "batch" diferentes en un canal.

23 - 04

GUÍA PARA SUBDIVISIÓN DE LA PISCINA DE COMBUSTIBLE GASTADO. PROYECTO UNESA MAAP5-SFP

M. Martínez Barrios, M. García González

EMPRESARIOS AGRUPADOS

El proyecto UNESA MAAP5-SFP se lleva a cabo en un marco colaborativo de I+D+I en el que UNESA cuenta con el apoyo de EPRI/FAI y los centros de referencia (Cdr) competentes en contención y modelización de accidentes severos. El objetivo de la colaboración es el análisis de las capacidades del código MAAP5, en particular, del módulo de Piscina de Combustible Gastado (PCG) para abordar su modelización y facilitar el desarrollo de modelos específicos de piscinas de las centrales nucleares españolas.

Dentro del proyecto, Empresarios Agrupados (EEAA) se encarga de la elaboración de la Guía para la subdivisión de la Piscina de Combustible Gastado (PCG). Los principales objetivos de la Guía son definir y describir los parámetros necesarios para realizar una correcta nodalización de la PCG e identificar aquellos que tienen una gran influencia en la evolución del escenario considerado.

Para ello, en una primera parte, se identifica la terminología utilizada por el código y su correspondencia con parámetros reales de planta para, posteriormente, detallar la utilización de dichos parámetros por el programa.

En una segunda parte, se realizan una serie de análisis de sensibilidad variando algunos de los parámetros localizados en el proceso anterior, con el objetivo de identificar tanto la importancia de determinadas variables como las aproximaciones y limitaciones del código.

Finalmente, teniendo en cuenta los resultados obtenidos, se enumeran una serie de recomendaciones de modelización y se indican las limitaciones identificadas que han de ser consideradas.

Un aspecto muy destacable del proyecto es la continua interacción con los desarrolladores del programa (EPRI/FAI), lo que permite realizar propuestas de mejora del código de acuerdo con las necesidades del usuario.

23 - 06

MODELO SIMPLIFICADO DE LA EVOLUCIÓN TÉRMICA DEL COMBUSTIBLE EN ALMACENAMIENTO EN SECO

J. Penalva, F. Feria, L.E. Herranz

CIEMAT

Los requisitos de seguridad que ha de cumplir el almacenamiento en seco y transporte del combustible gastado implican una correcta caracterización termo-mecánica de barra. En este sentido, la determinación de la evolución térmica del combustible es un

elemento indispensable para predecir el comportamiento mecánico de la vaina.

El objetivo de este trabajo es establecer un modelo que permita determinar de forma sencilla la temperatura del combustible en función de quemado y tiempo fuera de reactor. El modelo dependerá del sistema de almacenamiento elegido, pero la metodología establecida sienta las bases para su aplicación a cualquier otro caso. Para obtener la temperatura se ha empleado el código FLUENT, basado en un modelo 3D propio y en el calor de decaimiento a diferentes quemados (30-60 GWd/tU) calculado con ORIGEN (información existente en la literatura). De las diferentes simulaciones realizadas se ha elaborado un mapa 3D de temperatura frente a quemado y tiempo fuera de reactor, que ha permitido desarrollar una ecuación simplificada.

La idoneidad de esta metodología frente a la adopción de una evolución térmica específica recomendada por EPRI se discute en términos de temperatura y de respuesta termo-mecánica. Los resultados obtenidos demuestran que aplicando la metodología propuesta se reduciría la incertidumbre en las condiciones de contorno proporcionadas a los códigos termo-mecánicos, de manera que se pueda reducir notablemente las incertidumbres que afectan a las actuales predicciones termo-mecánicas logradas mediante las herramientas actuales.

Este trabajo se enmarca en el acuerdo AICAST entre CIEMAT y ENRESA.

23 - 07

APROXIMACIÓN AL CÁLCULO DE LA DEPOSICIÓN ENERGÉTICA EN UN CONTENEDOR DE COMBUSTIBLE IRRADIADO MEDIANTE EL ACOPLAMIENTO DE CÓDIGOS NEUTRÓNICO FLUIDO-DINÁMICOS

C. Hueso, A. Alemán, C. Colomer, M. Fabbri, M. Martín, J. Sallelas

IDOM SERVICIOS NUCLEARES

La determinación de la deposición energética debida a fuentes de radiación mediante un código de Monte Carlo y la introducción de estos datos en un código CFD con una gran precisión, es un gran reto que podría incrementar significativamente el proceso de diseño de cualquier componente integrado en sistemas de fisión o fusión nuclear.

IDOM ha acoplado el código neutrónico MCNPX con el fluido-dinámico ANSYS FLUENT para calcular como sería la deposición energética debida a la irradiación producida por los elementos de combustible irradiado dentro de un contenedor de almacenamiento en seco. Se procederá a un breve resumen del proceso seguido desde sus fases iniciales de diseño conceptual, diseño del algoritmo de cálculo, sensibilidad del mallado, conectividad entre mallas, error admisible, etc,...hasta la obtención de un herramienta adecuada a los intereses de la industria nuclear detectados por IDOM.

Durante el desarrollo de esta ponencia se explica cómo se ha aplicado este software al caso particular de un contenedor genérico de almacenamiento de combustible irradiado en seco. Se puede observar la deposición energética debida tanto a los neutrones como a los fotones emitidos, así como los cambios en las zonas críticas (e.g. caudales y líneas de flujo, hot spot,...) en función de las configuraciones elegidas a la hora de distribuir elementos combustibles con distintos grados de enriquecimiento, quemado, decaimiento.

A modo de conclusión, el acoplamiento adecuado entre los códigos, una vez verificados y validados, reduce significativamente los análisis multifísica y la cantidad de ciclos de cálculo necesarios para obtener unos resultados satisfactorios.

23 - 08

METODOLOGÍA DE EVALUACIÓN DEL IMPACTO EN EL RIESGO DE CAMBIOS DE REQUISITOS DE VIGILANCIA DE EQUIPOS DE SEGURIDAD INTEGRANDO TRATAMIENTO Y ANÁLISIS DE INCERTIDUMBRES DE MODELO Y PARÁMETRO

S. Martorell, M. Villamizar, I. Martón, J.F. Villanueva,
S. Carlos, A.I. Sánchez

UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

Los Requisitos de Vigilancia de equipos de seguridad forman parte de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento incluidas en las bases de licencia de operación de Centrales Nucleares, por lo que son centro de atención en el estudio de mejoras para la seguridad de la explotación de la planta utilizando diferentes métodos, tanto deterministas tradicionales como probabilistas.

Esta ponencia presenta una aproximación basada en tres etapas (modelado, cuantificación y análisis) para la evaluación del impacto en el riesgo de cambios en dichos Requisitos de Vigilancia tomando como base el Análisis Probabilista de Riesgos de la planta, la cual integra, por primera vez, la identificación, tratamiento y análisis del efecto de las incertidumbres en la toma de decisiones sobre la aceptabilidad de los cambios propuestos.

La viabilidad de la metodología propuesta se ha puesto de manifiesto con los resultados obtenidos en un caso de aplicación para el análisis de cambios en los requisitos de vigilancia del Sistema de Protección del Reactor utilizando un APS de nivel 1. La metodología es coherente con la propuesta por la guía reguladora americana RG 1.174 aplicable a los diseños LWR en centrales españolas, aunque amplia su nivel de desarrollo técnico.

El trabajo presentado forma parte del Proyecto de Investigación ENE2010-17449 dentro del Programa de Energía del Programa Nacional de I+D+i del Ministerio de Ciencia e Innovación.

23 - 09

METODOLOGÍA DE EVALUACIÓN DEL IMPACTO EN EL RIESGO DE CAMBIOS EN TIEMPOS MÁXIMOS DE INDISPONIBILIDAD DE EQUIPOS DE SEGURIDAD INTEGRANDO TRATAMIENTO Y ANÁLISIS DE INCERTIDUMBRES

S. Martorell, M. Villamizar, I. Martón, J.F. Villanueva,
S. Carlos, A.I. Sanchez

UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

Los Tiempos Máximos de Indisponibilidad permitidos de equipos de seguridad forman parte de las Condiciones Límite de Operación incluidas dentro de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de las bases de licencia de operación de las Centrales Nucleares. Dicha duración debe ser coherente con su importancia para la seguridad de la central por lo que son objeto de estudio de mejora utilizando métodos de análisis probabilistas de riesgos.

Esta ponencia presenta una aproximación basada en tres etapas (modelado, cuantificación y análisis) para la evaluación del impacto en el riesgo de cambios en dichos Tiempos Máximos de Indisponibilidad tomando como base el Análisis Probabilista de Riesgos de la planta, la cual integra, por primera vez, la identificación, tratamiento y análisis del efecto de las incertidumbres en la toma de decisiones sobre la aceptabilidad de los cambios propuestos.

La viabilidad de la metodología propuesta se ha puesto de manifiesto con los resultados obtenidos en un caso de aplicación para el análisis de cambios en los requisitos de tiempo máximo de indisponibilidad del Sistema de Acumuladores utilizando un APS de nivel 1.

La metodología es coherente con la propuesta por la guía reguladora americana RG 1.177 aplicable a los diseños LWR en centrales españolas, aunque amplia su nivel de detalle desde el punto de vista de desarrollo técnico.

El trabajo presentado forma parte del Proyecto de Investigación ENE2010-17449 dentro del Programa de Energía del Programa Nacional de I+D+i del Ministerio de Ciencia e Innovación.

23 - 10

BANCO DE DATOS INTERNACIONAL DE SUCESOS DE FALLO DE CAUSA COMÚN (ICDE)

M^a B. Pereira Pagán¹, B. Fernández Andújar²,
M^a R. Morales Castellanos²

¹*EMPRESARIOS AGRUPADOS*

²*CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR*

Como **fallo dependiente** se entiende un suceso en el que se produce el fallo relacionado de varios componentes por una misma causa. El **fallo de causa común (FCC)** es un fallo dependiente en el que dos o más componentes fallan simultáneamente o en un corto espacio de tiempo como resultado directo de una causa común compartida. La causa compartida puede ser funcional o física, por ejemplo, un mismo suministro de energía eléctrica, inundaciones internas, problemas de diseño, etc.

Ante la baja frecuencia de este tipo de sucesos, algunos países miembros de la Agencia de Energía Nuclear de la Organización para la cooperación y el desarrollo económico (OCDE) decidieron crear el Proyecto International Common-Cause Failure Data Exchange (ICDE) con el fin de impulsar la cooperación multilateral en la recogida y el análisis de los datos relacionados con los sucesos de Fallos de Causa Común (FCC).

En el Proyecto ICDE, se han recogido y analizado sucesos de FCC para entenderlos mejor, comprender sus causas y estudiar su prevención, realizando análisis cualitativos de sus causas raíces, con el objeto de determinar cuáles eran las mejores medidas preventivas o de mitigación de sus consecuencias; estableciendo un mecanismo para el intercambio y acumulación de la experiencia obtenida en relación con este tipo de eventos, incluyendo el desarrollo de defensas contra su ocurrencia, tales como indicadores para inspecciones basadas en el riesgo. Últimamente, se ha añadido como objetivo el de registrar características que faciliten la cuantificación de los sucesos básicos de causa común en los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS).

23 - 11

ANÁLISIS DE TENDENCIAS EN LAS ESTIMACIONES DE LOS DATOS ESPECÍFICOS

J. M. García Gutiérrez¹, M^a B. Pereira Pagán²

¹*ANAV, 2EMPRESARIOS AGRUPADOS*

Se trata de realizar una investigación sobre si hay tendencias en los parámetros de fiabilidad empleados en el Análisis Probabilista de Seguridad (APS) a partir de la experiencia histórica de la central.

En aquellos casos en que manifieste una clara tendencia, se verá si la mejora en las prácticas de mantenimiento / pruebas/optimización de recursos / modificaciones de diseño inciden en los parámetros de fiabilidad de los Análisis Probabilistas de Seguridad o si, por el contrario, factores como el envejecimiento requieren de la adopción de nuevas medidas.

En el caso de que se detectara una variación en los parámetros de fiabilidad, se podría sugerir la posibilidad de emplear ventanas móviles para representar mejor la realidad de la planta, fijándose un periodo mínimo de años y, a medida que avanzase la fecha de corte superior del APS, se sustituiría la experiencia del año más antiguo por uno nuevo.

23 - 12

EVOLUCIÓN DE LOS MÁRGENES DEL IFSM DE CN. ASCÓ

M. Crusells Girona¹, G. Cansado Parrondo²

¹WESTINGHOUSE ELECTRIC SPAIN , ²ANAV

El Indicador de Funcionamiento de los Sistemas de Mitigación (IFSM), dentro del marco de gestión de Indicadores de Supervisión de Centrales (SISC), es un indicador que se encarga de monitorizar la disponibilidad, fiabilidad y capacidad de los sistemas que mitigan los efectos de los sucesos iniciadores, con la finalidad de prevenir el Daño al Núcleo. De acuerdo a la respuesta de estos sistemas, se asigna un color al indicador, que determina la significación acumulada de fallos e indisponibilidades en una ventana rodante de análisis, de 36 meses, calculándose el margen para el cambio de color.

En la presente ponencia se realiza un análisis de las principales modificaciones que se han llevado a cabo en la formulación del IFSM y en los modelos del APS de C.N. Ascó, y que han conduci-

do a la mejora de los resultados. Esta mejora metodológica se basa en los principios de la bibliografía de referencia en este campo, el NEI 99-02 y el PA-IV-202, y está por tanto alineada con el modus operandi de la industria nuclear. Particularmente, en este estudio se comparan los márgenes de paso de verde a blanco para los sistemas involucrados.

De la implementación de las mejoras anteriores se observa un incremento notable en los márgenes del IFSM, en todos los sistemas excepto en el sistema de Agua de Alimentación Auxiliar. Por norma general, las horas de indisponibilidad, analizándose como únicos márgenes variables en cada caso, llegan prácticamente a duplicarse en los sistemas de los Generadores Diesel, Inyección de Alta Presión, Evacuación de Calor Residual y Aguas de Refrigeración y Servicio de Salvaguardias. Sin embargo, para el sistema de Agua de Alimentación Auxiliar, se obtiene una disminución en los márgenes fruto de la eliminación del indicador de las válvulas de control de flujo; en este caso, los márgenes para las horas de indisponibilidad se reducen aproximadamente a la mitad. Asimismo, la importancia de la turbobomba de Agua de Alimentación Auxiliar se traduce en una reducción de los márgenes de fallos en operación y arranque a la mitad. Como conclusión, puede citarse que el nuevo modelo, con las mejoras introducidas, refleja una mayor consistencia con la seguridad y robustez de la planta.

SALAS 1-2 Jueves 26 - 15:30 a 17:30 h.

24- INGENIERÍA (IV)

PRESIDENTE: Tomás Lozano
IBERDROLA

COORDINADOR: Gumersindo Verdú
UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE VALENCIA

24 - 01

REFLECTIONS ON A DIGITAL UPGRADE IN US

Mehdi Tadjalli
AREVA

INTRODUCTION: In February 2010, the NRC announced approval of the first integrated digital Reactor Protection System (RPS) and Engineered Safeguard Protection System (ESPS) instrumentation and control system using AREVÁ's TELEPERM® XS (TXS). In the spring of 2011, the first RPS/ESPS upgrade using TXS technology was successfully installed at the first Unit of a three-unit station in US. That was followed by the 2nd Unit installation in spring of 2012. Both Units' systems have been operating flawlessly since installation.

After about two years of operation, a reflection on digital upgrades and lessons learned, from a vendor perspective, provides valuable insight for the commercial nuclear power industry.

Digital Controls Advantages: The upgrade from analog controls to TXS and other digital controls has several advantages that allow for licensees to seamlessly integrate new systems and technology into their plants. Several of these advantages involve activities related to typical plant maintenance over time. Other advantages have a more immediate impact.

Lessons Learned: With the prior success of TELEPERM® XS implementations around the world, a large collection of documentation and lessons learned was utilized throughout the design process and into the implementation phase of this first of a kind (FOAK) project in the US. The lessons learned from the first Unit helped with a significant reduction in duration and cost of the other Units, in design and implementation. The licensing process also provided many lessons learned.

Conclusion: Digital technology in the commercial nuclear power industry will continue to evolve and develop. As TELEPERM® XS and other digital projects continue to be implemented, the lessons learned during design, licensing, and implementation will improve the design process, the overall product, project execution, and foster a culture of continuous improvement.

24 - 02

FOUNDATION FIELDBUS EN EL SECTOR NUCLEAR ESPAÑOL

G. Sáez de Montagut Revenga, Á. Merino Molina
ANAV

Durante las pasadas recargas de Ascó 1 en octubre de 2012 y de Ascó 2 en abril 2013, ANAV ha sustituido el sistema local neumático de lazos de control de nivel de calentadores y tanques de drenaje de MSR por un sistema centralizado basado en tecnología Ovation y, para comunicación con equipos de campo, el estándar de Foundation Fieldbus como sustituto del tradicional estándar 4-20mA eléctrico o 3-15 psi neumático.

La modificación busca solventar problemas de obsolescencia en equipos de control, adecuar el sistema de control a los aumentos de potencia, disponer de mayor margen de respuesta ante transitorios, optimizar el proceso, reducir costes de mantenimiento y, especialmente, disminuir riesgos laborales. El uso de tecnología Foundation Fieldbus reduce cableado de campo, permite comunicación múltiple, facilita los trabajos de mantenimiento y tiene capacidad para transmitir una detallada información del proceso.

Tras la puesta en marcha se ha comprobado el buen comportamiento del nuevo sistema de control, manteniendo los niveles de los tanques y calentadores entorno al punto de trabajo con oscilaciones menores al 2%, enorme capacidad de estabilización en transitorios como prueba de válvulas de turbina principal. Por otro lado, Foundation Fieldbus ha simplificado considerablemente el volumen de cable necesario para la comunicación entre equipos de campo y cabinas de control al permitir conectar a un mismo cable (segmento) varios equipos. Igualmente, gracias al estándar Foundation Fieldbus se ha hecho posible realizar las configuración, calibración y la puesta en marcha de los equipos de campo desde un puesto de trabajo remoto mejorando así las condiciones de trabajo del personal de mantenimiento. A Operación le ha permitido una importante mejora en la visualización y seguimiento del proceso.

24 - 03

SUSTITUCIÓN DE PROTECCIONES ELÉCTRICAS DE GENERACIÓN (GENERADOR PRINCIPAL, TRANSFORMADOR PRINCIPAL Y TRANSFORMADORES AUXILIARES) Y NUEVO SISTEMA DE SUPERVISIÓN ASOCIADO

J. Archilla Martín-Sanz
ANAV

En las próximas recargas de Ascó y Vandellós se procederá a sustituir los relés de protección electrónico-analógicos de una sola función por otros multifunción digitales, lo que supone un salto tecnológico cualitativo. Cabe destacar que:

- o Durante la implantación, como mínimo se debe mantener en servicio una fuente preferente de energía exterior.
- o Las cabinas se encuentran dentro de sala de control.

Se busca resolver el problema de obsolescencia de los relés de protección eléctricos asociados al generador principal, transformador principal y transformadores auxiliares, instalando equipos con una amplia experiencia operativa en el ámbito convencional. Asimismo, se mejoran las prestaciones del sistema protector al disponer de más herramientas de análisis de incidencias (oscilos, eventos, monitorización de parámetros, etcétera) y mejores prestaciones en cuanto a protección eléctrica se refiere.

Se obtendrá un sistema de protecciones completamente renovado, que presentará las siguientes mejoras desde varios puntos de vista:

- o Diseño: se dispondrán dos sistemas redundantes de protección.
- o Mantenimiento: los equipos tienen autochequeo y no requiere recalibración periódica.
- o Monitorización: a través del sistema de supervisión están disponibles los parámetros eléctricos medidos y calculados por cada uno de los equipos.
- o Análisis post incidente: gracias a los oscilos, los informes de eventos y la sincronización horaria de los equipos se agiliza sustancialmente el análisis de los incidentes.

La sustitución del sistema de protecciones resuelve completamente el problema de obsolescencia y proporciona una serie de mejoras con respecto al antiguo.

24 - 04

ANÁLISIS TRANSITORIO DE TENSIÓN Y FRECUENCIA DEL GENERADOR DIESEL DE EMERGENCIA

A. Bañó Azcón

WESTINGHOUSE ELECTRIC SPAIN

Análisis dinámico de los transitorios de tensión y de frecuencia consecuencia de los escalones de carga controlados por el secuenciador en el caso más desfavorable de IS+PPE.

El análisis dinámico de tensión y frecuencia de la conexión de los escalones de carga al Generador Diesel de Emergencia se realiza utilizando el modelo dinámico de los motores eléctricos y del Generador Diesel de Emergencia, sobre el software ETAP v. 11.0.0 de cálculo eléctrico.

Del desarrollo del cálculo se concluye que el Generador Diesel de Emergencia es capaz de atender el total de cargas previstas en caso de IS+PPE, manteniendo la tensión y la frecuencia dentro de los márgenes de diseño en todos los escalones de carga.

24 - 05

REVISIÓN HIPÓTESIS DE DISEÑO EN VÁLVULAS MOTORIZADAS

M. Vizuete Prera, J. Encabo Espartero, G. De la Figuera Morales, P. Díaz Fernández, I. Martínez Aldana, D. Ramírez López, A. Bravo Pérez

IDOM SERVICIOS NUCLEARES

En el contexto del programa para garantizar la operatividad de las válvulas motorizadas (MOV) relacionadas con la seguridad, se desarrolla la revisión de las hipótesis de diseño de las MOV incluidas en el Programa G.L. 96-05, para la reevaluación de las condiciones de actuación en accidente, presiones diferenciales, temperatura de trabajo y voltaje en bornes de la válvula, así como el esfuerzo máximo admisible en las mismas. La población total de válvulas es de 441, de las cuales 362 son de desplazamiento lineal y 79 de mariposa.

El proceso de análisis se lleva a cabo en diferentes fases:

Fase I. Recopilación de la información necesaria para llevar a cabo las actividades. Esta labor se realiza mediante inspecciones en campo, toma de datos de repuestos de almacén, documentación de planta, documentación de suministradores, etc.

Fase II. Elaboración de procedimientos o “plantillas” para su posterior utilización como herramienta de trabajo.

Fase III. Elaboración de los cálculos y evaluaciones. Se analizan los siguientes aspectos:

- Weak-Link: Evaluación del esfuerzo máximo admisible, para ciclos de apertura y cierre, en condiciones de prueba estática, en operación normal y accidente y a una sola actuación. Se identifican los componentes más débiles objeto de estudio de cada modelo de MOV.
- Caída de Tensión: Evaluación de la tensión en bornes de la válvula en el instante que se requiere su operación para cumplir con su función de seguridad. Se modelizan los escenarios SIS, SIS+PSE y PSE (CNV), tanto con alimentación desde los generadores diésel de emergencia como con alimentación externa. Se desarrolla un modelo para analizar la respuesta estática y dinámica del voltaje para las diferentes fases de actuación de cargos en cada escenario.
- Revisión Bases de Diseño: Evaluación de las condiciones de funcionamiento real (ΔP , Plínea, Tambiental y T_{fluido}) de las válvulas en caso de accidente base de diseño, operación normal o pruebas. Se realiza una modelización fluodinámica de los sistemas más comprometidos, con objeto de obtener las condiciones hidráulicas de operación más precisas.

Con el análisis global de las MOV, se desarrolla un conjunto de herramientas y un proceso de trabajo que permite minimizar la necesidad de realización de PCD's, en la medida de lo posible, y en caso de ser inevitables, minimizar el impacto de la solución adoptada en lo que se refiere a impacto en planta, repercutiendo en plazo y coste.

24 - 06

IMPLANTACIÓN DEL PROGRAMA DE VÁLVULAS MOTORIZADAS EN ANAV

X. Pujol Barricarte

ANAV

Tras la emisión de la GL89-10 y la posterior GL 96-05 se plasmó la necesidad de verificar que las válvulas motorizadas eran capaces de cumplir con su función de seguridad en condiciones de diseño, teniendo en cuenta todos los efectos que pudieran degradar su capacidad de actuación.

La adaptación al documento MPR-2524A ha implicado un replanteamiento de la metodología de cálculo y de la afectación del mantenimiento en los cálculos.

Exponer el replanteamiento de la metodología de cálculo, las revisiones de hipótesis de diseño que se están realizando, cambio de la metodología de diagnosis y integración del ER en las frecuencias de mantenimiento preventivo.

Identificación del alcance de modificaciones necesarias para adaptarse a la nueva normativa.

Nuevas metodologías de ajuste que incrementan la fiabilidad de las Válvulas Motorizadas.

Previsión de implantación del ER.

24 - 07

ACTUALIZACIÓN DE MODIFICACIONES DE DISEÑO Y BASES DE DATOS DE CABLES Y CONDUCCIONES EN C.N. EN OPERACIÓN

J. Pérez Pereira

EMPRESARIOS AGRUPADOS

El desarrollo y ejecución de modificaciones de diseño y el control y gestión de los componentes eléctricos existentes en una Central Nuclear conlleva la necesidad de crear bases de datos multirelacionadas que nos permitan manejar la información disponible y obtener datos tanto modificados como nuevos de los componentes eléctricos existentes en planta.

Con la introducción de las nuevas tecnologías pasamos de aquellos arduos y complejos procedimientos de introducción y modificación de datos manualmente a dotar a los usuarios de una aplicación que nos permiten obtener los datos necesarios en función de las necesidades.

La aplicación de recorridos de cables se integra en un sistema de control de configuración, por lo que tanto cables como conducciones como equipos pasan a ser elementos de configuración y la gestión de vida e historial de los mismos se asocia a la de los correspondientes elementos modificadores.

Esta orientada a permitir la consulta y modificación interactiva de los recorridos y conexiónados de los cables. También permite la consulta y modificación de topologías, típicos de conexiónado, catálogo de cables y de conducciones y áreas de fuego.

La presente ponencia tiene por objeto poner de manifiesto los avances, trabajos y desarrollos logrados en este campo así como exponer la metodología y experiencias adquiridas. Por último, dar a conocer las capacidades de la aplicación que nos permite de manera interactiva a través de pantallas y menús ejecutar comprobaciones, validaciones y cálculos de los datos procesados, así como la actualización de los datos que afectan a cables y conducciones.

24 - 08

DESARROLLO DEL PROCESO DE TRANSFERENCIA DE ENERGÍA DESDE UNA CENTRAL NUCLEAR A UN ELECTROLIZADOR DE TEMPERATURA INTERMEDIA

A. Muñoz Cervantes

EMPRESARIOS AGRUPADOS

Alrededor de cincuenta millones de toneladas de hidrógeno se consumen anualmente en el mundo en diversos procesos industriales. Entre ellos, destacan la producción de amoníaco, el refino del petróleo y la producción de metanol.

Uno de los métodos para producirlo es la electrólisis del agua, en oxígeno e hidrógeno. Este proceso necesita electricidad y vapor de los que una central nuclear puede ser su fuente; de ahí la importancia de desarrollar el proceso de transferencia de energía entre ambos.

El objetivo del trabajo es caracterizar el proceso de transferencia de energía térmica desde una central nuclear a un electrolizador de temperatura intermedia (ITSE) ya definido. El estudio se limita al proceso de ingeniería intermedio, desde la central hasta el electrolizador.

Así pues, el proceso de transferencia de energía ha sido caracterizado, partiendo de un estudio de las alternativas posibles al proceso, pasando por el diagrama de proceso conceptual y finalizando en un diagrama detallado de proceso e instrumentación (P&ID) y un dimensionamiento de los componentes involucrados. Los fluidos que intervienen en el proceso son vapor, aire, hidrógeno y oxígeno, que, además, pueden estar mezclados. Por este motivo, un trabajo de investigación de los componentes utilizados (principalmente intercambiadores) ha sido necesario, así como su posterior desarrollo.

24 - 09

RECUPERACIÓN DEL SUMINISTRO ELÉCTRICO EN CASO DE SBO PROLONGADO EN CN ALMARAZ

J. M. Alejo Silvo¹, M. García Galarraga²

¹EMPRESARIOS AGRUPADOS. ²CNAT

En el marco de las estrategias de defensa en profundidad, como respuesta a las instrucciones técnicas complementarias del Consejo de Seguridad Nuclear realizadas tras las pruebas de resistencia

CN Almaraz ha implementado una serie de modificaciones con objeto de hacer frente a sucesos de pérdida total de alimentación eléctrica, "Station Black-Out" (S.B.O.), durante un largo periodo de tiempo, más allá de las bases de diseño.

El objetivo de las modificaciones realizadas en C.N. Almaraz ha sido la creación de una infraestructura de suministro independiente (paneles y cableado), a la que puedan acoplarse fuentes externas portátiles, para alimentación a una serie de receptores considerados de importancia para la vigilancia y el mantenimiento de la planta en condiciones seguras.

Los cambios introducidos en el diseño de la central proporcionan trazados redundantes de alimentación, tendidos sobre canalizaciones certificadas sísmicamente e independientes de las líneas de alimentación habituales a las cargas seleccionadas.

Adicionalmente, se ha buscado la reducción del tiempo de despliegue y la simplificación de las operaciones incorporando interfaces utilizados comúnmente dentro de la industria a la vez que facilita la utilización de cualquier fuente de alimentación comercial.

Una vez concluida la implantación de la modificación presentada, la central, dispondrá de un sistema de suministro de energía eléctrica independiente del sistema eléctrico de la planta y altamente seguro para recuperar las cargas necesarias para acometer las estrategias de grandes daños durante el SBO, por lo que se puede afirmar que la implantación de la modificación ha permitido aumentar la capacidad de hacer frente a situaciones más allá de las bases de diseño de la Central Nuclear de Almaraz.

24 - 10

ANÁLISIS Y ESTRATEGIA PARA LA MODERNIZACIÓN DEL GENERADOR ELÉCTRICO DE C.N. COFRENTES DEBIDO A FENÓMENOS DE ENVEJECIMIENTO

B. Liébana Martínez¹, J. J. González Solórzano¹,
C. Gavilán Moreno²

¹IBERDROLA GENERACIÓN

²CN COFRENTES

La CN Cofrentes NPP es un BWR-6 (GE) que, tras varios aumentos de potencia térmica (104%, 110% y 112%), está entregando a la red 1090 MW.

El generador de CN Cofrentes, con una vida de operación de 30 años, está refrigerado por hidrógeno (rotor) y agua (estator), originalmente diseñado para 1082,5 MVA, factor de potencia 0.9. Despues del aumento de potencia del 110%, y tras una serie de mejoras en la refrigeración de la máquina, la potencia eléctrica entregada se ha elevado a unos 1100 MW con un factor de potencia próximo a 1, por lo que la capacidad de regulación es muy limitada.

Durante la última inspección se detectaron fugas de agua en algunas cabezas de bobinas del estator, que fueron reparadas convenientemente. No obstante, el fenómeno degradatorio de las mismas está presente por lo que es necesario tener monitorizado en todo momento el generador para una detección temprana de las fugas y evitar una exposición prolongada al agua de las barras. El diseño de las barras existentes hace que sean propensas al fenómeno degradatorio de corrosión en grieta ("crevice corrosion"), por lo que es necesario tomar acciones en el generador, realizando un rebobinado del mismo para eliminar dicho fenómeno.

Esta ponencia aborda la estrategia global tanto para el generador como la turbina que se ha considerado para CN Cofrentes, para asegurar la fiabilidad, eficiencia y flexibilidad operacional de la máquina durante la vida útil de la planta, con una relación coste-beneficio razonable.

SALA 10**Jueves 26 - 15:30 a 17:30 h.****25- MANTENIMIENTO (III)**

PRESIDENTE: Miguel Angel Cortés
C.N. SANTA M^A DE GAROÑA

COORDINADOR: Ángel Corral Pastor
C.N. VANDELLÓS II

25 - 01**REPAIR OF ALLOY 600 WELDS AT THE STEAM GENERATOR (SG) NOZZLES BY APPLICATION OF REMOTE CONTROLLED IN-PIPE MANIPULATORS**

E. Seeberger, C. Gessner, I. Blanco

AREVA GmbH

During periodic ECT inspection of the dissimilar weld joints in SG nozzles some indications up to 9 mm in the hot leg have been identified.

For a minimal invasive repair from the inside existing remote controlled manipulator technology has been modified. A Grinding manipulator was designed for removal of the ALLOY 600 material up to a depth of 18 mm and restoring the original ID after re-welding. A testing manipulator was designed for remote controlled PT and VT inspection. An insertion device was designed for remote controlled moving of the equipment through the SG man hole and channel had into the SG nozzle.

3 SG hot leg nozzles have been successfully repaired in parallel in 2 month as follows:

- Circumferential grinding - removal of the ALLOY 600 material (locally up to 10 mm)
- PT, VT inspection and cleaning as preparation for welding
- Re-welding new material
- Restore the original pipe ID by circumferential 3-step grinding with tolerances of 0,2 mm
- Final PT, VT inspection and cleaning

The customer saved six weeks compared with a conventional repair method.

As a conclusion: Remote controlled in-pipe manipulators for inspection and repair ensure the safety and integrity of pipes by reduced costs and on site schedule for the customer since more than 30 years.

25 - 02**OUTAGE CONSULTING SERVICE**

I. Blanco Porta

AREVA GmbH

INTRODUCTION

Over the last several years, leading plant operators have demonstrated that performance can be improved, operating cost reduction and safety and reliability enhance on a long term basis, to support this trend, and plant operators have developed ambitious outage optimization plans.

As a result, average outage durations are decreasing worldwide. Programs to improve outage duration include improved management methods, plant upgrades and component replacements

AREVA is uniquely positioned to support customer initiatives from global perspective utilizing proven "best of class" solutions from our French, German and American experts.

THE AREVA APPROACH

Customer benefit from AREVA's proven ability to obtain and share with their customers the most current global "best practices" gained through our worldwide Outage support.

Program flexibility: the AREVA program allows for the customization of outage optimization to specific customer expectations and requirements. Identified customer objectives regarding quality, safety and costs will be managed simultaneously.

INTERNATIONAL REFERENCES

AREVA has provided Outage Optimization assistance to a wide range of utilities internationally (Korea, US, Brazil, South Africa, Germany, France, Spain...).

AREVA's COMPETENCES

- Evaluation of outage management, human performance and safety goals that will meet management expectations.
- Independent or joint review by team of the current processes and performance with the intent to identify opportunities for the integration of industry best practices.
- Utilize AREVA's "Windows and Gap analysis" program to further develop improvement recommendations. This analysis will provide a snap shot of how proposed program adjustments could positively impact future plant performance.
- Facilitate a meeting with utility management for the review of recommendations; obtain feedback and approval for program enhancements. A forum could be organized for discussion, questions and resolution and direction on the program schedule implementation
- Monitor progress, propose needed program adjustments and provide periodic status reports to management as requested.

25 - 03**IMPLANTACIÓN DE METODOLOGÍA GALL PARA GESTIÓN DE VIDA EN PLANTAS DE TECNOLOGÍA NO AMERICANA**

J. Cornelius Steenkamp, R. García Iglesias,
J. Encabo Espartero

IDOM SERVICIOS NUCLEARES

En el contexto del Plan de Gestión de Vida de una Central Nuclear el 10CFR54, NUREG 1800/1801 y NEI95-10 proporcionan una metodología ampliamente contrastada para plantas de tecnología americana. Sin embargo, esta metodología es susceptible de ser aplicada en Plantas con tecnología Base de Licencia diferente a la americana. El desarrollo del Plan de Gestión de Vida basado en la normativa mencionada en estos casos es viable, si bien se han de tener en consideración diversas problemáticas que se presentan al aplicar dicha metodología.

La principal problemática se presenta en dos materias:

- Alcance y Selección de ESC. Es necesario tener presente las diferencias existentes en la Clasificación de los componentes y el material del que están compuestas. La Clasificación utilizada en la Central objeto de análisis es la base del estudio, a partir de la cual se identifica la correspondencia con la utilizada por la normativa americana. Además, según la normativa aplicable (10CFR50), se identifican los criterios que deben considerarse para seleccionar el alcance objeto de Gestión de Vida. Toman-

do como referencia las Bases de Licencia de la central objeto del estudio, se pueden identificar y justificar los criterios del 10CFR54 que aplican a la central.

- Programas de Gestión de Envejecimiento. El NUREG 1801 (Informe GALL) está basado principalmente en la Experiencia Operativa de Centrales Nucleares Americanas. Durante la generación de los PGE de una planta no correspondiente con estos parámetros, se presentan diferencias de criterio. En estos casos es necesario generar un PGE específico de planta, adaptar el 'PGE Modelo' del informe GALL o bien recomendar la utilización de la normativa americana con una propuesta de mejora. En los casos en los que los componentes principales de la central en estudio tengan un diseño fuera del alcance de la normativa americana, se deben evaluar con su correspondiente base de diseño.

La problemática de adaptación del Plan de Gestión de Vida para una Planta de tecnología no americana se basa en el análisis de las Bases de Licencia de la misma. A partir del análisis de las dos materias anteriores, se documentan las discrepancias detectadas dentro de la información del proyecto, quedando perfectamente documentada la adaptación de la metodología.

25 - 04

AREVA LINER REPAIR STRATEGY BASED ON ADHESIVE TECHNOLOGY

G. Krämer, J. Izquierdo
AREVA NP

AREVA has developed a repair method for sealing leakages in austenitic stainless steel liners, especially in nuclear power plants. This technology is either a repair, when applied after failures already occurred, or a prophylaxis, when applied before such failures occur.

According to the experience of AREVA the weld failures found after several years of operation are seldom a cause for leakages. This is due to the standard testing procedure in which all weld seams are checked (by Penetrant Testing (PT) for example). If failures are detected, they are repaired during the commissioning.

The main root cause for leakages found after several years of operation is corrosion. Corrosion failures themselves are mainly caused by stress corrosion cracking (SCC). SCC needs certain prerequisites to occur; stress, either mechanical or heat influenced, a corrosion initiating element (e.g. chlorine) above a limiting concentration in the crevices is necessary and Heat Affected Zone (HAZ): Exists near weld seams. The microstructure of the stainless steel is changed by the heat generated by the welding process leading to a higher susceptibility to SCC.

Those prerequisites for SCC cannot be found at the front side of the liner (water side), because the water inside the pools in nuclear power plants is pure water which contains no SCC promoting elements, such as chloride. At the concrete side of the liner, all of those prerequisites can be found in some areas. Therefore, the SCC starts from the concrete side and can be detected after penetrating through the liner sheet.

DETECTION METHOD

When there are leakages known in a pool, there is either the need to locate those leaks or to carry out a prophylactic coating on all welding joints.

The detection method can be carried out in 2 steps. First, a pre-detection made with cameras for the main parts of the liner (for big impacts) and Alternative Current Field Measurement (ACFM) sensors on each side of the welds to check for crossing cracks in the HAZ. Then, on the pre-detected areas, the leak detection equipment is placed to identify and also evaluate (if requested) the leaks. This can be achieved in air or underwater.

REPAIR METHOD

The AREVA repair method can be roughly divided into two principles: Remote controlled application for use under water or in high radiation dose areas and manual application for use in dry and low radiation dose areas.

Depending on the application area a suitable adhesive material is chosen. For dry applications and low dose areas mainly a silicone-based material is applied, for underwater application, e.g. in a spent fuel pool (SFP) mainly an epoxy-based material is applied.

The basic design of the repair method is a cross-section of a stainless steel liner welded onto a T-shaped support framework fixed in concrete. On top of the welding line the elastic repair material seals the HAZ and is protected against mechanical damage with a stainless steel cover. This principle is the most frequently applied design, because it combines the excellent sealing abilities of the elastic coating material with the advantage of mechanical protection. Simultaneously, a minimum surface of coating material is exposed to the water side of the pool.

ADVANTAGES OF ADHESIVE & COATING TECHNOLOGY

There are several advantages of this technology compared to repair by welding. The AREVA repair method is substantially faster and, therefore, more cost effective than a usual weld repair. Additionally, the exact localization of the leakages is not necessary if all weld seams in a pool are covered. The base material is neither negatively affected by the adhesive material nor is the liner exposed to additional heat stress, which may cause future leaks. This repair technique has been field proven for more than 20 years.

25 - 05

PREPARAR EL FUTURO EN ROBÓTICA NUCLEAR

J. De No Sanchez de León¹, Manuel Ferre Pérez²

¹CAR (CSIC-UPM), ²CAR (UPM-CSIC). ETSII

El diseño y construcción de ITER ha puesto de manifiesto la relevancia de la Robótica para el mantenimiento y la operación óptima de las instalaciones. El Laboratorio de Manipulación Remota incluido en el diseño de TECHNOFUSIÓN ha dado la oportunidad de llevar a cabo una reflexión sobre la estrategia a seguir para impulsar la Robótica en el sector nuclear en España. Y así aprovechar el potencial científico-tecnológico que tienen los grupos españoles de investigación existentes.

ITER deberá ser la validación tecnológica de la obtención rentable de energía mediante la fusión nuclear. Sin embargo el desarrollo de centrales industriales de fusión no se espera antes de 30-40 años. Por ello la tecnología de sus instalaciones puede parecerse poco a la actual pues deberá aprovechar los avances que se han de producir en muchos campos de la ciencia. A partir de las operaciones de ITER que requieren Manipulación Remota, los elementos que intervienen en esta y las tecnologías que emplean se están identificando las líneas de investigación que es conveniente priorizar junto a los grupos que trabajan en ellas, y las direcciones a seguir. También es preciso determinar el personal que debe formarse, en los diferentes niveles.

Esta labor de búsqueda y reflexión a llevado a seguir la actividad internacional de normalización en este campo. ISO ha aprobado en el TC 85/SC 2/WG 24 la elaboración de una norma de Telerobótica. Esta norma, en fase muy incipiente, debería establecer los requisitos de los equipos de manipulación remota y la forma de verificarlos, en lo que se está trabajando. Este trabajo podría ser utilizado por ITER para valorar las ofertas de equipos de manipulación remota que reciba. Para seguir este trabajo se ha creado en enero pasado dentro del CTN 73 de AENOR, de Industria Nuclear, un Grupo Trabajo sobre Manipulación Remota Nuclear.

25 - 06**DEDICACIÓN INSTRUMENTACIÓN
SALAS DE CONTROL**

M.^a Isabel López, J. L. Vilas, J. L. Bravo, L. Rejas, C. Corrales

TECNATOM

Desde 2010 Tecnatom participa en el proyecto, liderado por IOM (USA), de diseño y suministro de Salas de Control de centrales nucleares chinas con diseño CPR-1000.

Entre las diversas actividades realizadas por Tecnatom, se encuentra la dedicación de los componentes de las Salas de Control (BUP-Back-up Panel y ECP - Emergency Control Panel) aunando los requisitos americanos, en cuanto a recomendaciones y documentación de EPRI (entidad reconocida por la NRC) con los criterios establecidos en la normativa francesa RCC-E.

Tecnatom cuenta con 30 años de experiencia en Calificación de Equipos clase nuclear y Dedicación de componentes de grado comercial. Esta amplia experiencia avala un conocimiento exhaustivo de la normativa nuclear americana (IEEE-323, IEEE-344, ..).

Además, desde 2007 mantiene un contrato marco con EdF (Francia) para ensayos de calificación siguiendo las directrices de la RCC-E. Este entorno ha favorecido el desarrollo de la Dedicación de la instrumentación de la SC con la doble referencia de normativa y enfoque.

Los componentes de la Sala de Control se clasifican como ambiente "mild" para la visión americana y como K3 en la china (francesa).

Los componentes, tipo mosaico, están formados por varias familias, entre otras, alarmas, luces indicadoras, selectores, pulsadores, indicadores digitales y analógicos, cables de conexión.

Durante la etapa de Evaluación Técnica del proceso de Dedicación los componentes fueron sometidos a ensayos envolventes de los requisitos de la RCC-E y de los criterios de EPRI, tales como: CEM (Compatibilidad electromagnética), ensayos en las condiciones extremas de operación, ensayos de comportamiento en el tiempo (humedad, calor seco, funcionamiento prolongado, vibratorio) y ensayos sísmicos.

Durante la etapa de Aceptación del proceso de Dedicación, tras aplicar el muestreo establecido por EPRI, se aceptan los componentes como válidos para su aplicación nuclear mediante la utilización del método 1 (Pruebas e Inspecciones), dicho método que será reforzado puntualmente con el 2 (Survey) y 3 (Inspección al suministrador).

25 - 07**RealPlant3d COMO HERRAMIENTA PARA LA
OPTIMIZACIÓN DE TAREAS DE MANTENIMIENTO**

J. Garrido García
CT3 INGENIERIA

Las tareas de mantenimiento en las centrales nucleares están condicionadas por la limitación de tiempo en el diseño, planificación y ejecución de las mismas, especialmente si se trata de operaciones en Zona Controlada.

Adicionalmente a esta limitación de tiempo, parecen otras como la poca disponibilidad de espacios libres, las interferencias, etc.

Disponer de herramientas de uso sencillo e intuitivo, que permitan acceder a un recinto desde el propio PC del personal involucrado, sin limitación de tiempo y con una visión completa de la realidad ayudaría, sin duda, a mejorar los procesos de mantenimiento. Si además esa herramienta permite determinar distancias y volúmenes sobre la imagen real del recinto, tendríamos una herramienta muy potente para mejorar los procesos de mantenimiento.

Esta Ponencia describe el sistema RealPlant 3D, desarrollado por CT3 Ingeniería y funcionando en varias Centrales Nucleares, que utiliza la información obtenida por el Laser 3D, como herramienta de apoyo al mantenimiento de la Planta.

La herramienta permite de una forma ágil y sencilla visualizar cubículos no accesibles en operación, tomar medidas, analizar espacios y maniobras,... "tal y como si estuviera allí".

La visualización de los recintos se basa en el Modelo Fotorrealista, que une la información métrica 3D con información fotográfica. Además permite conectar esta información as-built con la documentación tradicional de la Planta (planos, fichas, manuales, procedimientos, etc.), facilitando al personal vinculado a las tareas de mantenimiento un punto de acceso a la información de mucho valor añadido.

25 - 08**UNDER WATER REPAIR OF THE FEED WATER
SYSTEM**

H. Müller, I. Blanco
AREVA

During outage 2012 in BWR 440 plant, defects/damaged parts were detected in the RPV internals with:

- Damages in the connection part between the lower part of the Feed Water Sparger and the upper end of FW riser pipe.
- Crack in the support console of the Feed Water Sparger in position 240°.

The repair concept stipulates the connection of the above mentioned defects with a new fit. Therefore AREVA GmbH reworks all six riser pipe heads cylindrically.

To repair the mentioned crack in the support AREVA GmbH machines two holes inside the support, which are needed for the reinforcement bracket.

The machining will be performed by EDM-process. The generated erosion particles will be sucked off and supplied to an operative filter device for safe disposal.

For this specific project was developed a special technology as follows:

- Cylindrical EDM rework of FWS tube sealing diameter
- Preparation with EDM of holes in the bottom plate
- Measuring device for ID of riser pipe head after EDM
- Suction system and suction nozzles

Six Feed Water Spargers have been successfully repaired in less than two weeks.

As a conclusion:

The knowledge acquired through 30 years ongoing development work, our experience accumulated in engineering, equipment design, testing and field assignments contribute to increase of life and quality of nuclear power plants.

25 - 09**A-P.A.D : AREVA PORTABLE ACQUISITION DEVICE**

G. Pons
AREVA

During an outage, plant operators have to perform many post maintenance and periodical tests which include a lot of I&C data acquisition and processing, either electrical or digital data.

AREVA has developed the A-P.A.D, a mobile data acquisition and processing device with the objective of speeding up this process and improving its reliability through automation.

This compact device (tablet size) is easy to use, robust, and accurate.

The A-P.A.D can be used for any electrical or digital testing but also for manual acquisition like recorders or indicators (sensors intercalados)

bration module set up, instrumentation channel requalification etc...).

A-P.A.D is a device composed of a MOTION industrial tablet and a NATIONAL INSTRUMENT 61/2 digits digital multimeter in a mobile protection shell.

The use is in 5 steps: prepare and load the application test (xl format) into the A-P.A.D., data acquisition supervised by the man/machine interface; test criteria control; print, date and sign the results files.

Thanks to this mobile (8 hr battery life), easy to use and automated device, about 30% time saving for any data acquisition can be expected. Thanks to many automatic controls and helps during the acquisition, like the equipment system ID number vocal reading or measurement duration control, many human error occurring today during the manual data acquisition will be avoided.

Both advantages will bring more time to operators for implementing any required corrective action, which will have a positive impact on outage duration.

New functions for A-P.A.D are under development to facilitate a wider range of periodical tests such as pressure tests and other key tests involving I&C data analysis.

25 - 10

MOBILE RENTAL SOLUTIONS – WAYS TO IMPROVE YOUR SAFETY AND OPERATION MANAGEMENT

Y. Gupta, J. A. González

AGGREKO

There are currently 132 nuclear reactors in operation in Europe, grouped on 58 sites. In Spain, nuclear industry's input accounts for 20% of country's consumed electricity produced from eight re-

actors at six different sites. Country's nuclear industry is notable for power plant uprates – it has programs to add, approximately, +11% to its nuclear capacity through upgrading its reactors and yet keeping clear focus on plant's life management – i.e. integration of ageing management and economic planning to optimise operation, maintenance and service life of the system, structure and components; maintain acceptable level of performance and safety; and maximise return on investment over the service life of the plant.

Renting engineered solutions is a novel approach to remedy nuclear plants seasonal or temporary bottlenecks. Rental solutions offer flexibility, proven high returns on investments, shorter project lead times as well as safe & reliable operations allowing nuclear plants to carryout business critical operation and safety improvements.

Aggreko's engineered solutions have helped nuclear plants to;

- carry out regular inspections of heat exchangers, cooling towers, load testing of stand-by generators, rotating equipments, etc. in contaminated and non-contaminated circuits
- upgrade turbine electricity generation capacity over summer period
- maintain efficiencies in spool cooling system over seasonal constrain period
- cooling system contingencies
- stand-by power contingencies (grid failure)
- undergo regular turnarounds – availability of power, cooling equipments inc. HVAC for reactor building, workers' village, etc.

With this paper, the authors would like to introduce a novel rental solution for nuclear plants to support operational and safety improvement projects with utmost ease.

SALA 3**Jueves 26 - 15:30 a 17:30 h.**

26- ORGANIZACIÓN Y FACTORES HUMANOS (II)

PRESIDENTE: Jose Luis Ramos Pellejero
AN ASCÓ-VANDELLÓS II

COORDINADOR: Juan José Rodríguez Reyes
CN ALMARAZ-TRILLO

26 - 01

EVALUACIÓN DE SEGURIDAD DE FFHH EN ANGRA-1 PARA LA PREPARACIÓN E INCORPORACIÓN DE UN CAPÍTULO 18 A SU INFORME FINAL DE SEGURIDAD

P. Trueba Alonso¹, J. C. Valdivia Martín¹,
L. Fernández Illobre¹, L. Celso Oliveira², Mark Hulsmans³

¹TECNATOM, ²C.N. ALMIRANTE ÁLVARO ALBERTO,

³EUROPEAN COMMISSION

La Central Nuclear de Angra- 1 (PWR-600 MW de Westinghouse, 2 lazos), comenzó su operación comercial en 1985 siendo su propietaria la empresa pública Eletronuclear. Entre los requisitos que Angra- 1 tiene por parte del Organismo Regulador Brasileño para la renovación del permiso de explotación, está la incorporación de un Capítulo 18 de Ingeniería de Factores Humanos (IFH) a su Informe Final de Seguridad (FSAR). La existencia de un programa de colaboración nuclear entre la Unión Europea y el gobierno de Brasil, ha hecho posible el lanzamiento de un Proyecto para preparar este Capítulo 18, que fue adjudicado al consorcio Tecnatón/Enco.

Para la realización del Proyecto se ha desarrollado una Metodología, para su utilización en una Planta en Operación y que permita la evaluación de IFH desde su puesta en marcha hasta la actualidad, incluyendo las modificaciones de diseño realizadas. Los resultados obtenidos se han utilizado para la redacción del Capítulo 18 de IFH del FSAR.

Los resultados generales de la ejecución del Proyecto han sido:

1. Se ha aplicado la Metodología desarrollada y se ha realizado una extensa evaluación de IFH en Angra-1, incluyendo el análisis de los requisitos pos-TMI, el diseño contemplado en el actual FSAR, los procedimientos internos de Angra-1 y la Verificación de la Sala de Control actual.
2. Se ha dado apoyo técnico a Eletronuclear en la preparación del Capítulo 18 del FSAR, siguiendo la estructura del NUREG-0711 y utilizando los resultados de la evaluación de IFH.
3. Se ha preparado un Plan de Acción para solventar las deficiencias encontradas, durante la evaluación de IFH, así como las derivadas de la implantación de este nuevo Capítulo 18 del FSAR.

26 - 02

GESTIÓN DEL RELEVO GENERACIONAL EN ANAV, TRANSMISIÓN DE CONOCIMIENTOS NO EXPLÍCITOS

F. Barasoain

ANAV

ANAV está en estos momentos, realizando el relevo generacional de las personas nacidas en los años 1952, 53 y 54. Este proceso conlleva varios aspectos que deben ser tenidos en cuenta: Un proceso de selección de calidad, una formación adecuada y un relevo adecuado entre las personas implicadas.

La fase del relevo debe tener, como uno de sus objetivos prioritarios, una adecuada transferencia de conocimientos no explícitos, entre el relevado y el relevista. Así pues, para los puestos ocupados por Técnicos Superiores, ANAV ha llevado a cabo un proceso de captura de conocimiento y está aplicando un sistema para su transferencia.

Se han realizado entrevistas en profundidad con las personas que ocupan los puestos del alcance. Fruto de las entrevistas, se han elaborado expedientes de puesto de trabajo que contienen aquellos elementos que se han considerado básicos: Conocimiento Crítico, Operativa Diaria, Habilidades, Relaciones, etc.

Su transmisión se realiza en el periodo de solape, utilizando la Guía de Trasferencia.

Pero todo lo anterior sería inútil sin la dedicación de la persona saliente, su principal objetivo durante este periodo de solape, debe ser la transmisión ordenada de conocimientos y de temas de trabajo.

26 - 03

RECLUTAMIENTO Y SELECCIÓN DE PERSONAL EN ANAV

A. Mazón

ANAV

Las necesidades de incorporación de personal, vienen motivadas por la adecuación de la plantilla a los proyectos PRO "Programa de Refuerzo Operacional" y GRG "Gestión del Relevo Generacional".

El PRO, tiene como objeto, adecuar el dimensionamiento de las distintas Unidades Organizativas de ANAV, para adaptarlas a los requerimientos del nuevo Plan Estratégico de la Organización.

El GRG nace para afrontar con garantías el proceso de relevo generacional que se va a llevar a cabo en la Organización en los próximos años, asegurando la transferencia de conocimientos de la plantilla actual, para mantener el nivel profesional óptimo.

El objetivo es establecer un conjunto de actividades encaminadas a la consecución de candidatos potencialmente válidos para los diferentes puestos de trabajo demandados, que tras una evaluación, demuestran las capacidades y alineamiento con la cultura y valores de la organización.

A lo largo del lustro que llevamos con los proyectos PRO y GRG, se han incorporado a ANAV más de 350 personas, de los que aproximadamente el 20% son titulados superiores, el 40% titulados medios y el 40% CFGS.

Las pruebas psicométricas realizadas en los procesos de selección miden el perfil requerido de competencias fundamentales, aptitudes intelectuales y estilo cultural definidos en cada uno de los Profesiogramas.

Los procesos de Reclutamiento y Selección de personal se hacen de acuerdo a la LOPD y a la Norma ISO10667, en la que ANAV

desde el 23 de marzo del 2013 es la primera empresa nacional certificada por AENOR.

Esta norma entre otras cosas aporta método y rigor, da garantías sobre la calidad del proceso de evaluación de personas, permite compararse a nivel internacional y genera confianza y seguridad tanto interna como externamente.

26 - 04

LA GESTIÓN DE LA ACTIVIDAD PREVENTIVA CON LAS EMPRESAS COLABORADORAS

A. Durán Pérez¹, J.A. Millán Verdejo¹, M.A. Gómez Pardo¹, R. Cao Tejero¹, F. Tarancón²

¹ANAV, ²SGS

Una parte fundamental del trabajo necesario para el desarrollo de la actividad de ANAV recae en empresas colaboradoras. Por tanto, una parte importante de la accidentalidad y de la gestión preventiva, también recae en dichas empresas.

Dentro de las prioridades de ANAV en materia de Prevención de Riesgos Laborales, se planteó diseñar e implementar un sistema de coordinación empresarial propio, para garantizar que la Seguridad y Salud de nuestros contratistas fuera la misma que la de nuestros trabajadores.

Para conseguir una mejora integral e integrada era necesario crear y potenciar políticas de acompañamiento y mejora de la seguridad en dichas empresas colaboradoras.

Las políticas utilizadas fueron:

1. alianza de anav con empresas colaboradoras.
2. revisión de los criterios de valoración, homologación de contratistas.
3. estableciendo un criterio bonus / malus en relación a la accidentalidad.
4. mejora de la planificación y coordinación de actividades empresariales en anav.
5. difundir y aplicar en el seno de las empresas colaboradoras la guía de expectativas de comportamiento, y del uso de epi's en anav.
6. revisar e identificar tipos de trabajos de subcontratados, estableciendo para cada tipo unos requisitos mínimos de seguridad.
- 7 implicación de la línea en la reducción de la siniestralidad de las empresas colaboradoras

Que unidas al sistema de gestión de la coordinación empresarial han dado los resultados esperados

El resultado de la implantación de los diferentes mecanismos (políticas de acompañamiento y sistema de gestión), nos ha ayudado a la difusión e integración de la cultura de seguridad, a la disminución sustancial de la accidentalidad y a una mejora importante en la coordinación empresarial, en el seno de ANAV.

26 - 05

LA INGENIERÍA DE FACTORES HUMANOS EN EL PROCESO DE MODIFICACIONES DE DISEÑO DE CNAT

A. Foronda Delgado, P. Almeida Parra, J. Bote Moreno

CNAT

Durante la vida de las centrales se llevan a cabo numerosas modificaciones en el diseño original con el objetivo de modernizar la instalación y conseguir niveles de seguridad aún mayores. Algunos de estos cambios tienen impacto en la forma en la que las personas interactúan con el sistema, de forma que deben ser analizados

cuidadosamente desde ese punto de vista. Esta ponencia describe cómo se lleva a cabo este proceso en Centrales Nucleares Almaraz-Trillo.

La ponencia pretende ilustrar la sistemática de análisis de Ingeniería de Factores Humanos dentro de CNAT. Dicho análisis está procedimentado tanto a nivel corporativo como de Planta, implementando la normativa aplicable al respecto (ya sea de origen estadounidense o alemán, según la Central objeto de estudio). Se presentará la estructura del análisis, así como ejemplos ilustrativos que ayudarán a comprender el proceso.

En los últimos años se están llevando a cabo numerosos proyectos de renovación y mejora en las Centrales Nucleares de Almaraz y Trillo, a los que se han sumado las modificaciones post-Fukushima encaminadas a aumentar la resiliencia de las instalaciones ante sucesos más allá de las bases de diseño. Mediante la aplicación de los procesos descritos se ha conseguido asegurar que los aspectos relacionados con los Factores Humanos son debidamente considerados, y así contribuyen a la mejora de la seguridad y fiabilidad que se tiene como objetivo final. Estas actividades han servido también para asentar la metodología que se seguirá en el futuro, ya que es previsible tener que analizar modificaciones con gran impacto en la interfaz hombre-máquina, dado el cambio tecnológico a sistemas digitales de instrumentación y control también para equipos relacionados con la seguridad.

26 - 06

LIDERAZGO EN ORGANIZACIONES CON ALTOS REQUISITOS DE SEGURIDAD Y FIABILIDAD

F. González¹, P. Riera

¹TECNATOM, ²P&A

El desarrollo de las capacidades de liderazgo en las organizaciones es el elemento clave para garantizar la sostenibilidad de excelentes resultados en industrias con altos requisitos de seguridad y fiabilidad. El modelo "El Líder Extraordinario" de Zenger & Falkman ha identificado las competencias que hacen de buenos líderes, líderes extraordinarios que aseguran grandes resultados en sus organizaciones. Se basa en una extensa investigación y dispone los resultados "normalizados" para líderes internacionales y españoles.

Conjuntamente Z&F, su distribuidor en España P&A, y Tecnatom han adaptado las competencias del "Líder Extraordinario" al liderazgo requerido en este tipo de organizaciones. El modelo básico de 16 competencias, se ha adaptado a los requisitos de liderazgo de nuestras organizaciones y se ha ampliado con una competencia nueva específica para la seguridad. Actualmente se está constituyendo la "norma" española del "Líder Extraordinario para la Seguridad".

El modelo favorece la identificación de las debilidades de liderazgo en las organizaciones y, lo que es más importante, el desarrollo de las competencias que pueden ser las fortalezas de los líderes que marquen la diferencia en resultados de seguridad y fiabilidad.

Además, la amplia base de información de que se dispone, permite afrontar mejoras en las organizaciones sobre aspectos específicos (p.e. "accountability"), trabajando sobre comportamientos y competencias, denominados compañeros, que las investigaciones demuestran que son efectivos.

Todo el material del "Líder Extraordinario para la Seguridad", evaluación 360º, libro del participante, planes de acción, etc., está siendo utilizado en los talleres que se están realizando. Con los resultados obtenidos en las evaluaciones 360º, se está construyendo la norma española, que permitirá identificar posibles debilidades y potenciales fortalezas en los líderes españoles de organizaciones con elevados requisitos de seguridad.

26 - 07**SIMULADOR DE FACTORES HUMANOS
EN CN COFRENTES**

J. L. Buedo

CN COFRENTES

En la línea de fomentar y mejorar la Cultura de Seguridad de la planta, en la CN Cofrentes se está desarrollando el Simulador de Factores Humanos con un enfoque modular que permite utilizar los diferentes espacios y maquetas disponibles en la planta. El principal objetivo de esta herramienta es disponer de un espacio y unos medios para entrenar y reforzar las expectativas y los comportamientos adecuados del personal, que están recogidos en el manual de expectativas y comportamientos de la CN Cofrentes.

En la fase inicial se está orientando a personal de mantenimiento y se pretende su ampliación a otras unidades en fases posteriores.

La actividad está gestionada por la unidad de Organización y Factores Humanos, que se apoya en la unidad de Formación. Además, el resto de organizaciones de la planta participan identificando sus necesidades de formación, proponiendo los escenarios y las expectativas concretas para su personal, al objeto de que los ejercicios aporten valor tanto desde el punto de vista del factor humano, como desde el punto de vista técnico. También participan en el diseño de los escenarios y en el suministro de maquetas y equipos necesarios para su impartición.

Se comienza con el desarrollo de escenarios piloto para cada una de las especialidades de la Unidad de Mantenimiento, Eléctrica, Mecánica e Instrumentación.

Para estos escenarios, la Central identifica las expectativas, y realiza la adecuación física y el suministro de maquetas. Para el desarrollo del ejercicio a entrenar y para su impartición se cuenta con la colaboración de TECNATOM.

Una vez realizados estos escenarios se valorarán los resultados para ampliar el alcance al resto de organizaciones de la central como son el personal auxiliar de Operación, el Servicio de Protección Radiológica, la organización de Protección Contra Incendios (bomberos), o la organización de Química.

26 - 08**VERIFICACIÓN DE LAS ACTUACIONES HUMANAS
EN SECUENCIAS DE SBO CON LOCA DE SELLOS
EN REACTORES PWR WESTINGHOUSE**

C. Queral Salazar¹, L. Mena Rosell¹, J. Gómez Magán²,
G. Jiménez Varas¹, F. J. Hortal Reymundo³

¹UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID, ²INDIZEN TECHNOLOGIES, ³CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

El accidente de Fukushima ha mostrado la necesidad de contar con herramientas y metodologías capaces de analizar la idoneidad de las actuaciones humanas o las capacidades de sistemas portátiles con los que ha dotado a las plantas españolas como resultado de las pruebas de esfuerzo.

En este trabajo se ha aplicado la metodología de análisis integrado de seguridad (ISA), desarrollada por el CSN, a secuencias de SBO con LOCA de sellos. El objetivo es mostrar una metodología de verificación de las actuaciones de los Procedimientos de Operación de Emergencia (POE) así como de las Guías de Gestión de Accidente Severo (GGAS). Las simulaciones se han realizado con la herramienta SCAIS acoplada a MAAP.

Los resultados obtenidos muestran que existen actuaciones humanas que pueden ser beneficiosas en ciertas secuencias pero perjudiciales en otras. Este tipo de problemática ya es conocida y se contempla en las GGAS. Sin embargo la metodología ISA muestra una manera práctica de verificación de las actuaciones humanas que no se puede obtener con otras metodologías.

26 - 09**APLICACIÓN DE LA METODOLOGÍA DE
ANÁLISIS INTEGRADO DE SEGURIDAD PARA LA
VERIFICACIÓN DE LAS ACTUACIONES HUMANAS
EN SECUENCIAS DE SBLOCA EN PWR**

J. Rivas Lewicky¹, C. Queral Salazar¹, J. Gómez Magán²,
J. Gil², I. Fernández², E. Meléndez Asensio³,
M. Sánchez Perea³

¹UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID, ²INDIZEN TECHNOLOGIES, ³CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

Las secuencias de SBLOCA se encuentran dentro de las más analizadas por su importancia en los análisis probabilistas de seguridad. Dentro de los estudios que se realizan se encuentra el análisis de las actuaciones humanas ante diversas situaciones con múltiples fallos. La metodología del análisis integrado de seguridad (ISA), desarrollada en el CSN, permite verificar la adecuación de los Procedimientos de Operación de Emergencia para este tipo de secuencias.

El objetivo es mostrar el análisis realizado mediante la metodología ISA del impacto de las actuaciones humanas de despresurización del secundario y disparo de las bombas del primario, utilizando el software SCAIS acoplado al código termohidráulico MAAP4.0.2 para un modelo genérico de una planta tipo Westinghouse PWR de 3 lazos.

Los resultados obtenidos corroboran que las actuaciones previstas en los POEs son las más adecuadas. Por una parte se confirma la importancia de la despresurización para permitir que los sistemas de salvaguardia de media y baja presión actúen a tiempo y por otra la conveniencia de no disparar las RCP a lo largo de la secuencia. Asimismo es posible obtener los tiempos disponibles para cada tamaño de rotura.

26 - 10**PROYECTO PILOTO DE IMPLANTACIÓN DE
FACTORES HUMANOS EN INGENIERÍA DE ENUSA**

S. Choithramani, J. A. Guerrero Rojo

ENUSA INDUSTRIAS AVANZADAS, S.A.

Con el objetivo de identificar y reducir el número de acciones inadecuadas o errores humanos en las organizaciones de Ingeniería, ENUSA inició en febrero de 2012 un proyecto piloto de estudio y análisis del proceso global de un proyecto de "Diseño de una recarga 5PWR", desde una perspectiva basada en los modelos de evaluación de Factores Humanos propuestos para Ingeniería.

Para ello, se creó un grupo de trabajo formado por un técnico especialista en FFHH perteneciente al departamento de Gestión del Comportamiento y tres ingenieros de la delegación central de ENUSA, uno de Ingeniería de Producto, otro de Ingeniería del Núcleo y otro de Desarrollo del Negocio. Los participantes de la delegación de Madrid recibieron una formación inicial en los fundamentos básicos que guían el estudio de las operaciones desde la perspectiva del análisis de la ejecución humana. Así mismo,

recibieron también formación básica en técnicas de prevención y minimización de errores humanos y acciones inadecuadas. Del mismo modo, los técnicos de Gestión del Comportamiento dedicaron varias sesiones de trabajo a la familiarización con el entorno de trabajo y las actividades concretas que se desarrollan en los departamentos de Ingeniería de Madrid.

En esta ponencia se describe el análisis del proceso de evaluación desde el punto de vista de Factor Humano del proceso de "Diseño de una recarga 5PWR" llevado a cabo mediante técnicas de observación, entrevistas y la metodología HAZOP en la dirección de Combustible de ENUSA, así como los resultados obtenidos y herramientas aplicadas.

SALA 8**Jueves 26 - 15:30 a 17:30 h.****27- PROTECCIÓN RADIOLÓGICA
Y MEDIOAMBIENTAL (II)**

PRESIDENTE: Francisco Yagüe
CN ALMARAZ-TRILLO

COORDINADORA: Rosa González Gandal
GNF ENGINEERING

27 - 01**ESTUDIO DE LA ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA DEL ACERO INOXIDABLE EN UN REACTOR NUCLEAR**

I. Lázaro Roche

PREMIO PROYECTO FIN DE CARRERA

A consecuencia del funcionamiento de un reactor nuclear, diversos componentes del núcleo experimentan una importante activación de sus materiales debido a las reacciones nucleares que se producen por el elevado flujo neutrónico. Dicha activación supone la generación de radionucleidos, que sufren una posterior desintegración con la subsiguiente emisión de radiaciones. Dado que la activación neutrónica se produce principalmente en los componentes de acero, el estudio se ha llevado a cabo sobre una muestra de dicho material, irradiada el interior de un reactor nuclear.

Se han desarrollado distintos modelos de cálculo basados en método Monte Carlo y CINDER'90. Posteriormente se comparan los resultados de la simulación con las medidas experimentales realizadas en el *Reactor Portugués de Investigación*.

Se ha analizado la evolución de la actividad de la muestra con el tiempo de irradiación y enfriamiento. A continuación se calcula la tasa de dosis producida por dicha muestra. Para ello, se han considerado diferentes posiciones y tiempos de enfriamiento de la muestra. Finalmente se somete al modelo a diversos análisis de sensibilidad para conocer la influencia de distintos factores en los resultados de la simulación.

Dicho modelo sirve para el cálculo de la tasa de dosis en el entorno de diferentes componentes del reactor, una vez extraídos del mismo, para cualquier localización, tiempo de operación y de enfriamiento.

El conocimiento de las tasas de dosis producidas por los componentes irradiados cuando extraídos del reactor, puede ayudar a la minimización de las mismas. Es también una potente herramienta para conocer el impacto ambiental y verificar que las dosis potencialmente recibidas por los operadores expuestos no superan los límites permitidos, con las consiguientes repercusiones en su salud.

27 - 02**RealPlant3d COMO HERRAMIENTA PARA REDUCCIÓN DE DOSIS**

J. Garrido García

CT3 INGENIERIA

Uno de los objetivos de las Centrales Nucleares, sensibilizadas con el cumplimiento del programa ALARA, es intentar reducir al máximo la dosis recibida en los trabajos que se deben realizar en Zona

Controlada. Actualmente las nuevas tecnologías de toma de datos y los desarrollos informáticos nos facilitan herramientas que permiten disminuir considerablemente la estancia en Zona Controlada durante la Planificación, Ejecución e Inspección de los trabajos.

Un programa de trabajo basado en las recargas de combustible y empleando las pequeñas ventanas de tiempo de las paradas no programadas, permite documentar tridimensionalmente zonas o cubículos no accesibles en operación. Esta documentación 3D y realista integrada en una plataforma de trabajo y entrenamiento, del personal de planta, permite la reducción de dosis.

El objetivo de esta ponencia es poner de manifiesto el trabajo que se está realizando en Centrales Nucleares EspaÑolas (BWR y PWR) en las que se ha implantado el software RealPlant3D, desarrollado por CT3 Ingeniería. Este software conectado con las bases de datos de Protección Radiológica propias de la Central, permite acceder virtualmente a los cubículos o áreas de la instalación de manera que permite al personal encargado de ejecutar un trabajo familiarizarse con el entorno, realizar un estudio previo, conocer los puntos calientes y estimar de una forma más exacta la dosis que va a recibir durante su estancia allí. Como conclusión se podrá observar que disponer de este software ayuda a disminuir la dosis colectiva de los trabajos así como el tiempo de estancia en zona controlada, ya que RealPlant3D proporciona información del entorno de trabajo e información desde el punto de vista radiológico.

27 - 03**PROYECTO SIMORAC: UN SISTEMA INALÁMBRICO PARA MONITORIZACIÓN RADIOLÓGICA EN EMERGENCIAS**D. Gómez¹, J. L. Serrano¹, J. Barbarán²¹TECNATOM²SOFTWARE FOR CRITICAL SYSTEMS, S.L.

Monitorizar variables del entorno es una necesidad en cualquier actividad industrial o proceso, especialmente aquellos en los que se están involucradas las radiaciones ionizantes. En la actualidad, existen múltiples sistemas basados en sensores inteligentes operativos en varios sectores industriales, con gran robustez y resultados muy satisfactorios. Por este motivo, esta tecnología, y más en concreto las WSN o redes inalámbricas de sensores, se han convertido en competencia seria de los sistemas de monitorización convencionales.

En cada vez más instalaciones radiológicas del mundo, se emplean e introducen sistemas de WSN con éxito. Sin embargo, muchos de estos sistemas requieren una infraestructura de instalación previa para un óptimo rendimiento. El proyecto SIMORAC, trabaja en un nuevo sistema para monitorización radiológica con sistemas de este tipo, sin planificación de infraestructura en situaciones de emergencia, donde además, es indispensable un despliegue del sistema completo en un breve periodo de tiempo.

Gracias al proyecto SIMORAC, es posible suministrar a los cuerpos de emergencias de una herramienta con capacidad de dotar de un mapa radiológico a tiempo real en el radio de acción del accidente, e incluso de hacer una predicción de la evolución del desastre.

Los desarrollos realizados en el proyecto intentan superar las limitaciones existentes hasta la fecha en este tipo de sistemas.

Comunicación de calidad a grandes distancias, resistencia a la intemperie de los equipos, autonomía prolongada, sistemas de despliegue rápido, flexibilidad de la red y precisión de las mediciones en WSN son algunas de las líneas de investigación aplicadas en SIMORAC.

De este modo, se consigue una tecnología que, acompañada del plan de actuación en emergencias correspondiente, constituye una nueva herramienta para los cuerpos de emergencias encargados de estas situaciones.

27 - 04

FORMATO DE EVALUACIÓN RADIOLÓGICA EN EMERGENCIAS. DESARROLLO DE LA APLICACIÓN NERAS (NOTIFICACIÓN DE EMERGENCIAS CON RASCAL)

B. Rosell Herrera¹, C. Torres Gurdiel²

¹UNESA, ²TECNATOM

En el marco de los trabajos del grupo Mixto CSN-UNESA sobre Protección Radiológica, se acordó que el modelo de estimación dosimétrica en emergencias nucleares fuera sustituido por el código de la NRC RASCAL en su versión 4.1. Adicionalmente, se consideró necesaria la adaptación de la salida del citado código con el fin de adecuarla a la normativa española que regula el Plan Básico de Emergencia Nuclear.

A este fin se desarrolla la aplicación informática NERAS que captura y procesa los datos radiológicos generados por RASCAL 4.1 y los presenta en el Formato Radiológico de Notificación de Emergencias. En dicho formato se proporciona toda la información relativa a la estimación del término fuente y sus vías de emisión, datos meteorológicos y la estimación de dosis, tanto en las poblaciones como en puntos de interés, en los alrededores del emplazamiento, acompañándolas con figuras representativas de proyección de la pluma. Además, la aplicación NERAS permite considerar simultáneamente varios puntos de emisión dentro de un mismo emplazamiento, generando un único Formato Radiológico de Emergencias que agrupa todas las emisiones, evaluando así globalmente las consecuencias radiológicas a la población.

En las evaluaciones post-Fukushima desarrolladas en el marco de la gestión de emergencias, se ha evidenciado la presencia simultánea de emisiones radiactivas procedentes de múltiples unidades y piscinas de combustible, poniendo de manifiesto la necesidad de evaluar dosis a la población procedentes de varios puntos de emisión dentro de un mismo emplazamiento. En este sentido, organismos internacionales están solicitando a los emplazamientos nucleares multi-unidad que establezcan la metodología para evaluar dosis en estos supuestos. En el sector nuclear español queda solventado con la aplicación NERAS.

27 - 05

PROMOCAT: UNA HERRAMIENTA DE AYUDA A LA GESTIÓN INTEGRAL DE LAS EMERGENCIAS EN CN ASCÓ

C. Torres¹, J. Bolaños², B. Gómez-Argüello¹,
R. Martínez Fanegas¹

¹TECNATOM, ²ANAV

La herramienta PROMOCAT, "Proyecto de Modernización del CAT de CN. Ascó" surge de la necesidad de CN Ascó de mejorar los procesos de gestión de las emergencias. La experiencia adquirida por Tecnatom en las centrales nucleares españolas en la aplicación de metodologías, técnicas y herramientas, para el desarrollo y mejora de aplicaciones que soportan las actividades que se desarrollan en los centros de gestión de emergencia, ha permitido generar entre ANAV y Tecnatom, una herramienta que permite gestionar de una forma eficaz las emergencias.

La herramienta PROMOCAT dota de procesos informatizados al CAT de C. N. Ascó y otros centros singulares para la gestión de la emergencia, con la finalidad de facilitar la gestión integral de emergencias reales o simuladas, pudiéndose utilizar además como una potente herramienta de formación. Para ello, la apli-

cación consta de varios módulos y pantallas interrelacionados y que recogen las funciones principales de los grupos que forman el CAT y otros centros de gestión, mostrando, entre otros aspectos, los principales parámetros operativos en emergencias, los valores de los monitores de radiación de planta, la estimación del impacto radiológico al exterior provocado por todas las posibles vías de vertido, así como la gestión de la información entre los grupos actuantes y con la administración.

El desarrollo de la herramienta es modular, ofreciendo la posibilidad de llevarlo a cabo mediante la realización de módulos y, por tanto, con el alcance total que se deseé para la aplicación. PROMOCAT constituye un indudable avance en la gestión de emergencias abarcando la actuación de los diversos miembros del CAT, así como centros soporte exteriores. Por este motivo y, dado el marco en el que se mueve el sector tras el accidente de Fukushima, este tipo de aplicaciones cobra cada vez mayor importancia.

27 - 06

ANÁLISIS DE CAPACIDADES DEL CÓDIGO MAAP5-DOSE PARA EL CÁLCULO DE CONSECUENCIAS RADIOLÓGICAS TRAS ACCIDENTE SEVERO

J. E. Martín García, A. Gonzalvo Manovel, P. Barreira Pereira

GAS NATURAL FENOSA ENGINEERING

El código MAAP5-DOSE realiza simulaciones integrales y continuas de escenarios de accidente severo desde la ocurrencia del suceso iniciador que los provoca hasta el análisis de las distribuciones de los radionucleidos liberados en los diferentes compartimentos de la central, permitiendo al usuario calcular la dosis asociada a dichas liberaciones de forma conjunta y simultánea a la evolución termo-hidráulica del accidente y durante las diferentes fases temporales esperadas a lo largo de su progresión.

El objetivo del trabajo que se presenta es el análisis de las metodologías de cálculo y capacidades que posee el código MAAP5-DOSE para calcular las consecuencias radiológicas en Centrales Nucleares tras la ocurrencia de un accidente severo, tanto en cubículos interiores de edificios (cálculos de dosis *in-plant*), como en áreas exteriores del emplazamiento (cálculos de dosis *ex-plant*).

El desarrollo del trabajo se inicia con la familiarización con el código MAAP5-DOSE en lo que respecta al cálculo de dosis, identificando las necesidades de parámetros de entrada adicionales a los modelos de planta de MAAP5 para la configuración de escenarios radiológicos. Posteriormente, se evalúan las vías de exposición consideradas así como las diversas metodologías para el cálculo de dosis utilizadas por el código en cada caso (dosis *in-plant* y *ex-plant*), estando cada una de ellas caracterizada por sus parámetros críticos, valores recomendados y limitaciones. Se analizan, también, los diferentes factores de conversión a dosis que utiliza el código y su concordancia con la legislación española aplicable, así como las metodologías de cálculo de los factores de dispersión atmosférica para el caso de las emisiones al exterior. Finalmente se ha realizado, para escenarios muy simplificados, una comparativa de resultados entre MAAP5-DOSE y otros códigos de cálculo de dosis considerados suficientemente aceptados por el sector para tal propósito.

El resultado de esta tarea aportará a los informes finales de proyecto la identificación de los modelos y fenomenologías incluidos en el código MAAP5 que tienen influencia directa en los cálculos de dosis a realizar por el módulo DOSE, con sus limitaciones, recomendaciones de uso, parámetros necesarios a definir por el usuario, parámetros críticos y valores recomendados.

27 - 07**NIVELES DE ACTUACIÓN EN EMERGENCIA**

J. Gutiérrez Varela, R. Martínez Fanegas, C. Puras González

TECNATOM

Los Niveles de Actuación en Emergencia son criterios específicos observables y previamente definidos, utilizados para detectar, reconocer y determinar la clase de emergencia. Dentro del ámbito internacional, TECNATOM ha participado en el desarrollo de Niveles de Actuación de Emergencia basado en la metodología descrita en las últimas publicaciones de Nuclear Energy Institute (NEI).

El objetivo de esta metodología es agrupar los niveles de actuación en cinco categorías atendiendo a su gravedad, fenomenología y modo de operación. Este enfoque pretende no solo unificar la manera en que debemos clasificar una emergencia sino también facilitar la toma de decisiones en dicha clasificación.

Durante el desarrollo del proyecto TECNATOM se ha basado en la metodología NEI para definir de una manera clara, los síntomas, niveles radiológicos, amenazas y estados de planta que deben asociarse a cada una de las categorías de emergencia.

Las actividades realizadas en este proyecto han requerido un profundo análisis de documentación técnica y experiencias en diversas centrales con diferentes conceptos de reactor, que ha permitido a TECNATOM complementar su experiencia en materia de emergencias con la metodología desarrollada por NEI.

27 - 08**REMEX 2013 – ESCENARIO RADOLÓGICO SUPUESTO EN ALGECIRAS Y TÁNGER – MED**A. Vico¹, J. C. Sáez de Vergara¹, A. Álvarez¹, J. Quiñones¹, J. C. Baeza², S. Serrano²¹CIEMAT, ²DGPCE

El simulacro conjunto entre España y Marruecos de respuesta y mitigación a un ataque terrorista con dispersión de material radiactivo en el escenario de la Operación Paso del Estrecho "REMEX 2013" se enmarca en la Iniciativa Global contra el Terrorismo Nuclear (IGTN).

Para la realización del simulacro fue necesario realizar una modelación de la explosión de dos dispositivos de dispersión radiactiva (DDR), situados en Algeciras y en Tanger - Med.

EN el trabajo se presentan los resultados obtenidos en la modelación utilizando dos códigos de cálculo, IXP y Hot spot, empleados en Algeciras y Tánger-Med, respectivamente. En el simulacro se supuso que los DDR estaban compuestos por una cantidad de explosivo de 5 kg equivalente a TNT y una fuente de ⁶⁰Co con una actividad de 10 TBq.

En la modelación se suponía que toda la fuente se había dispersado y se producía la migración y contaminación de las zonas anexas.

En este trabajo se presenta tanto un resumen comparativo de las capacidades de ambos códigos y de su versatilidad a la hora de su aplicación en situaciones de emergencia, como de los resultados obtenidos en cada una de las modelaciones y de las implicaciones que tendrían estas situaciones a la hora de la gestión de la emergencia

Los autores de la ponencia quieren resaltar que la realización de este trabajo no hubiera sido posible sin la inestimable colaboración del CSN, concretamente de Juan Pedro García Cadierno y de la Subdirección de Emergencias y Protección Física

27 - 09**REMEX 2013 – SIMULACRO CONJUNTO ESPAÑA-MARRUECOS**J. C. Baeza¹, S. Serrano¹, J. C. Sáez de Vergara², A. Álvarez², J. Quiñones²¹DGPCE, ²CIEMAT

El simulacro conjunto entre España y Marruecos, de respuesta y mitigación a un ataque terrorista con dispersión de material radiactivo en el escenario de la Operación Paso del Estrecho "REMEX 2013", se enmarca en la Iniciativa Global contra el Terrorismo Nuclear (IGTN).

El simulacro permitió constatar la interacción de las distintas organizaciones y estamentos implicados en la gestión de este tipo de emergencias, en una operación ya crítica por el volumen de personas y vehículos implicados.

El simulacro de mesa organizado con el apoyo de la OIEA estuvo dirigido a comprobar y reforzar la cooperación bilateral entre ambos países en materia de respuesta y mitigación ante unos ataques terroristas simultáneos perpetrados por el mismo grupo, que hace explotar unos dispositivos de dispersión radiológica DDR pudiendo causar exposición a la radiación para las personas, así como la contaminación radiactiva de bienes, infraestructuras y medioambiente, teniendo en cuenta las potenciales consecuencias transnacionales y/o transfronterizas.

En este trabajo se describen, los objetivos particulares del simulacro, la metodología empleada para la preparación, el formato y la estructura de desarrollo, las organizaciones y estamentos participantes, las dos fases temporales que incluía, la fase de respuesta urgente y la fase de transición a la recuperación, las áreas temáticas que se abordaron sintetizadas por un conjunto de preguntas de debate, y finalmente los resultados obtenidos en relación con las dos maneras diferentes de gestionar la situación de emergencia, que dependen del grado de preparación del país considerado, como de los medios y recursos disponibles.

Por último, se presentaran las principales conclusiones obtenidas del simulacro.

SALAS 4-5 Jueves 26 - 15:30 a 17:30 h.

28- SEGURIDAD NUCLEAR (II): FUKUSHIMA/STRESS TESTS

PRESIDENTE: **Jose Antonio Carretero**
EMPRESARIOS AGRUPADOS

COORDINADORA: **Pilar Barreira**
GNF ENGINEERING

28 - 01

COMMISSIONING OF FILTERED CONTAINMENT VENTING TEST LOOP JAVA^{PLUS}

A. Beisiegel, F. El-Rharbaoui, M. Wich
AREVA

INTRODUCTION

AREVA GmbH operates a unique Thermal-hydraulic platform in Germany, France and USA. It is recognised as a test body according to ISO 17025. The "Deutsche Akkreditierungsstelle GmbH" (DAkkS - German Society for Accreditation) has also certified the Thermal-hydraulic platform as an independent inspection body Type C according to ISO 17020. A part of this platform is the Component Laboratory located in Karlstein, Germany which is in operation since more than 50 years.

The testing activities cover a wide range as: Critical Heat Flux Tests, Valve Testing and Environmental Qualification for safety related components. Since 2012 the Component Qualification Karlstein re-activated their testing scope for Filtered Containment Venting Tests.

FILTERED CONTAINMENT VENTING TEST LOOP JAVAPLUS

AREVA has had already developed the Filtered Containment Venting System (FCVS) which comprises a Venturi Scrubber and a Metal Fiber Filter section. This system is able to retain with high efficiency aerosols and elemental iodine. Newer research indicates that organic iodine carries also significant amounts of activity during severe accidents. Therefore this fraction also needs to be filtered. The new FCVSPlus is an innovative extension of the existing FCVS, which includes in addition a passive super-heating module and a molecular sieve (I-CATCH). As a result the organic iodine as well as elementary iodine retention is strongly increased.

MAIN COMPONENTS OF TEST LOOP JAVAPLUS

Filter types

1. Filtration stage: High Speed Venturi Scrubber: Retention of iodine and aerosols
2. Filtration stage: Metal Fiber Filter: Retention of residual droplets and aerosols
3. Filtration stage: I-Catch: Retention of elementary and organic iodine

Design data

System pressure: 10 bar

System temperature: 200 °C

Vessel volume: 8 m³

Mass flow: 2 kg/s (steam & air mixture)

28 - 02

ANÁLISIS DE LA INSTALACIÓN DE RECOMBINADORES PASIVOS AUTOCATALÍTICOS EN C.N. COFRENTES

César Serrano¹, M^a del C. Molina¹, G. Jiménez²

¹IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN,

²UPM-ETSII

El análisis de la instalación de recombinadores pasivos autocatalíticos (PAR) en C.N. Cofrentes es un requisito surgido tras las Pruebas de Resistencia llevadas a cabo a raíz del accidente de Fukushima, que debe ser enviado al CSN antes del 31 de diciembre del 2013. El análisis, que está siendo desarrollado por Iberdrola Ingeniería y Construcción con el apoyo de la Universidad Politécnica de Madrid, soporta la ubicación y tamaño de los PAR a instalar en la Contención y el Pozo Seco para minimizar los riesgos derivados de la liberación del hidrógeno generado durante un accidente severo y la distribución del hidrógeno en edificios anexos a la contención.

El análisis se desarrolla en tres etapas:

1. Generación y liberación de hidrógeno a la Contención/Pozo Seco
2. Distribución del hidrógeno en Contención/Pozo Seco y edificios anexos
3. Ubicación y tamaño de los PAR que garantizan el cumplimiento del criterio de diseño

La generación del hidrógeno se analiza con el código MAAP4.0.7 y cubre todas las fases del accidente severo. En el estudio se contemplan distintas condiciones operativas y opciones de modelización que maximizan la generación del hidrógeno en valor global y en valor de pico liberado.

La distribución del hidrógeno se analiza con el código GOTHIC8.0 mediante un modelo 3D. El ajuste del modelo se realiza mediante comparación con datos experimentales, con simulaciones con otros códigos TH y teniendo en cuenta la bibliografía de referencia en la materia. El modelo contempla las descargas en un medio acuoso (piscina de supresión) y en la atmósfera y los procesos de transferencia de calor y condensación. En el estudio se contemplan actuaciones operativas en la contención que pudieran maximizar localmente las concentraciones de hidrógeno.

El análisis de ubicación y tamaño de los PAR reanaliza la distribución del hidrógeno considerando las tasas de eliminación y las condiciones operativas de los distintos equipos disponibles en el mercado. El estudio permite considerar diversas opciones de configuración de PAR con criterios operativos y/o de coste.

28 - 03

REVISIÓN DEL PLAN DE EMERGENCIA DE LA PRESA DE RIBARROJA. EVALUACIÓN DEL IMPACTO DE LA ROTURA DE PRESAS DEL RÍO EBRO EN C.N. ASCO

J. Sabater Alloza

ANAV

Se ha propuesto, conjuntamente con Endesa Generación, una revisión del Plan de Emergencia de la Presa de Ribarroja, en lo que hace referencia a los escenarios de roturas de la presa, con el fin de homogeneizar sus resultados, con los incluidos en los estudios de impacto de los mismos, realizado dentro del ámbito de los estudios orientados al refuerzo de la Seguridad de ANAV (Stress Tests) en la C.N. Ascó.

El objetivo de esta homogenización ha sido evitar la existencia de dos documentos oficiales que, analizando los mismos incidentes, contuvieran resultados distintos. Para ello, se ha procedido a la revisión del Plan de Emergencias de la Presa de Ribarroja, rehaciendo los

modelos hidráulicos de los diferentes escenarios de rotura de presas, de acuerdo a la información obtenida en los estudios realizados en el ámbito de los Stress Test, y verificando finalmente que impacto podrían tener sobre la C.N. Ascó.

Aguas arriba de C.N. Ascó existen tres embalses (Mequinenza, Ribarroja y Flix) que, por su cercanía y capacidad, podrían dar lugar, en caso de rotura de las presas, a ondas de avenida de importancia en el mismo. En el Estudio de Seguridad de la central, se ha considerado este suceso, de acuerdo con la normativa ANSI/ANS-2.8-1981. Por otro lado, de acuerdo a la normativa nacional vigente, estas presas requieren un Plan de Emergencia, que así mismo incluye análisis de avenidas en caso de rotura de presas. Dentro del ámbito de los Stress Test, el CSN ha solicitado a la C.N. Ascó, una reevaluación del suceso de manera que su resultado sea homogéneo con el incluido en los Planes de Emergencia de estas presas. Se ha realizado a un reestudio de este suceso, que ha servido para proceder a una revisión del Plan de Emergencia de la Presa de Ribarroja, y como análisis final del mismo en los Stress Test. Este reestudio concluye que en ningún caso se alcanza el nivel de explanación del emplazamiento.

28 - 04

METODOLOGÍA DE ANÁLISIS DE COMPLEJIDAD DE PROCEDIMIENTOS DE OPERACIÓN DE EMERGENCIA DE CENTRALES NUCLEARES

S. Martorell¹, P. Martorell¹, I. Martón¹, F. Pelayo², R. Mendizabal²

¹UNIV POLITÈCNICA DE VALENCIA, ²CSN

Los Procedimientos de Operación de Emergencia (POE) establecen las etapas a seguir y las acciones a ejecutar en respuesta a una situación de emergencia. Dichos procedimientos han sido desarrollados bajo diferentes patrones por lo que resulta difícil evaluar aspectos tales como: complejidad, completitud y vulnerabilidades.

En la actualidad existen algunas propuestas para evaluar la complejidad de los POE y al mismo tiempo es posible utilizar técnicas desde otras disciplinas para analizar completitud y vulnerabilidades. En esta ponencia se presenta una metodología para la elaboración de la red topológica representativa del POE y posterior análisis para obtener métricas relacionadas con la estimación de atributos de la red topológica, tales como complejidad, completitud, vulnerabilidad, etc.

El trabajo presenta los resultados del estudio del POE correspondiente a la pérdida del sistema de extracción del calor residual (RHR) de un reactor PWR bajo síntoma de entrada de pérdida de uno de los dos trenes redundantes y con la planta en estado operacional correspondiente a Modo 4.

El trabajo presentado forma parte del Proyecto de Investigación financiado por el Consejo de Seguridad Nuclear.

28 - 05

MODELO TERMOHIDRÁULICO DE GOTHIC 8.0 PARA EL ANÁLISIS DE PAR EN C.N. COFRENTES

G. Jiménez¹, E. López-Alonso¹, M.ª del C. Molina², J. García¹, C. Serrano², C. Queral¹, E. Gallego¹

¹UNIV POLITÈCNICA DE VALENCIA, ²IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN

El análisis de la instalación de Recombinadores Pasivos Autocatalíticos (PAR) en C.N. Cofrentes está siendo desarrollado por Iberdrola Ingeniería y Construcción con el apoyo de la UPM. Dicho análisis soporta la ubicación y tamaño de los PAR a instalar en la

Contención y el Pozo Seco para minimizar los riesgos derivados de la liberación del hidrógeno generado durante un accidente severo y la distribución del hidrógeno en edificios anexos a la contención.

Para la adecuada realización del análisis de la gestión del hidrógeno en la Contención se ha optado por desarrollar un modelo detallado en tres dimensiones con el código GOTHIC 8.0. Es la primera vez que se desarrolla un modelo de tal alcance para una contención Mark-III, lo que ha requerido un esfuerzo de validación adicional.

Para el desarrollo de la parte geométrica del modelo se ha contado con toda la información de detalle de las estructuras, sistemas y componentes de la Contención y un "walk-down" de confirmación. Se han tenido en cuenta todos los sistemas cuya actuación tiene un impacto sobre la termohidráulica de la contención durante el desarrollo de los accidentes severos simulados.

La simulación de la fenomenología de la descarga directa e indirecta de vapor/H₂ en la piscina de supresión durante un accidente severo ha sido estudiada haciendo uso de los experimentos y simulaciones realizados por el Nordic Nuclear Safety Research group (NKS) en la instalación POOLEX, que simula una piscina de supresión. Personal del KTH, LUT y VTT ha asesorado y ayudado a la UPM en las simulaciones de los experimentos, realizadas con GOTHIC y FLUENT.

Para la simulación de la distribución del H₂ y la actuación de los PAR durante el accidente severo en la contención se ha contado con la experiencia adquirida por la UPM en el proyecto europeo HySafe y con el apoyo de investigadores internacionales y los desarrolladores de los códigos termohidráulicos empleados.

28 - 06

PARTICIPACIÓN DE CN VANDELLÓS II COMO PLANTA PILOTO EN EL PROYECTO DEL PWROG “PA-ASC-1084” SOBRE ANÁLISIS Y DISTRIBUCIÓN DEL HIDRÓGENO EN EDIFICIOS ANEXOS A LA CONTENCIÓN

J. Fornós Herrando

ANAV

El accidente de Fukushima ha demostrado que el hidrógeno fuera de la contención, debido a su potencial combustión o explosión, puede ocasionar la pérdida de equipos de mitigación, dificultando así la recuperación de la planta.

Esta realidad ha sido identificada y tratada en el marco de las Pruebas de Resistencia que se están desarrollando a nivel europeo, por lo que las centrales nucleares españolas deben analizar este potencial riesgo de acuerdo al diseño específico de cada planta.

El PWROG (*Pressurized Water Reactor Owners Group*) está desarrollando un proyecto con la participación de distintas plantas europeas, entre ellas Ascó y Vandellós II, para establecer una metodología de análisis del riesgo planteado por la potencial liberación de hidrógeno en los edificios anexos a la contención. Concretamente, Vandellós II participa como planta voluntaria.

El objetivo de esta ponencia es destacar los aspectos principales sobre esta metodología, así como presentar algunos casos concretos de Vandellós II.

El hidrógeno producido en la vasiña del reactor durante un accidente severo puede ser liberado fuera de la contención a través de diferentes vías de fuga de la contención.

Una vez liberado, el hidrógeno se mezclaría con el aire para formar una pluma y acumularse en una capa estratificada y, posiblemente, distribuirse hacia otras salas. La potencial formación de una mezcla inflamable dependerá de la tasa de fuga, la geometría del cubículo y otros factores que afectan a su estratificación y transporte.

En definitiva, esta metodología puede ser usada por las plantas para evaluar si hay potenciales vulnerabilidades provocadas por la liberación de hidrógeno en edificios anexos a la contención. En caso que las haya, éstas podrían ser resueltas mediante las Guías de Gestión de Accidentes Severos u otras estrategias de mitigación.

28 - 07

HIGH SPEED SLIDING PRESSURE CONTAINMENT VENTING SYSTEM FCVS^{PLUS}: PROCESS DESIGN & VERIFICATION FOR HARSH ENVIRONMENTAL CONDITIONS

S. Buhlmann, C. Hutterer, N. Losch
AREVA

INTRODUCTION: VENTING SYSTEM

During a core melt accident a reactor containment may suffer damage resulting from overpressure caused by molten core concrete interaction or by decay heat generated inside the containment. At the same time a core melt accident causes strong activity to be released into the containment as aerosol and gaseous species (e.g. elemental and organic iodine). After the Chernobyl accident the discussion about Filtered Containment Venting Systems (FCVS) started worldwide. AREVA has developed a FCVS system for a filtered depressurization of the containment that has been installed in many NPPs (>50) worldwide.

NEW REQUIREMENTS: ORGANIC IODINE AND HARSH ENVIRONMENTAL CONDITIONS

Newer requirements request in addition high CH₃I retention (organic iodine), a hard to retain gaseous component. Based upon the observation of the PHEBUS test organic iodine is produced in a greater extent during core melt accidents as assumed before and represents a significant radiological impact.

Although advanced computing models for severe accident sequences enable to access the relevant input data for FCVS, the exact operating conditions can not be foreseen with total accuracy. For instance a lessons learned from Fukushima is, that increased containment pressures (up to twice the design containment pressure; late venting) now have to be considered in the design of the FCVS system, potentially combined with extreme temperatures of the Vent Gas (e.g. 300°C). Therefore FCVS have to be designed in a way that an unexpected change of the operating conditions, or change of the considered scenario (deterministic versus probabilistic approach), do not affect the system functionality. A sensible approach for instance is to state that high reserves for increased mass of aerosol and decay heat shall be incorporated in the design of the venting system. Such requirements rule out that cliff edge effects as clogging of the filter or melting of the filter due to local hot spots can occur.

SOLUTION: FCVS PLUS

The AREVA FCVS Plus is a recent development which is based on the AREVA standard venting system technology upgraded by an integrated third filtration stage, the I-CATCH (High Efficient Passive Sorbent Organic Iodine Retention Process). In order to increase the organic iodine retention via dry filtration zeolites are best suited. Due to their nonflammable nature and their insolubility in water they can be employed under the FCVS specific process conditions. The methodology and results of AREVA's extensive qualification program will be presented.

28 - 08

ACTUALIZACIÓN DEL ÁRBOL DE SUCESOS DE PÉRDIDA TOTAL DE SUMINISTRO ELÉCTRICO EN EL EMPLAZAMIENTO, SBO, TENIENDO EN CUENTA LOS RESULTADOS DE LOS "ESTRÉS TESTS" Y ACTUALIZACIONES METODOLÓGICAS, CONVOLUCIÓN, RECUPERACIÓN DESDE CENTRALES HIDRÁULICAS Y MODELO DE SELLOS DE LAS RCPS

M. Á. López Lorenzo, F. Pérez Martín
EMPRESARIOS AGRUPADOS

Como consecuencia del accidente de Fukushima se han realizado con carácter general pruebas de estrés, particularmente para

el suceso iniciador de pérdida total de suministro eléctrico en el emplazamiento con el fin de comprobar la respuesta de la planta ante estas condiciones. Los resultados de dichas pruebas, así como diversas actualizaciones metodológicas han trasladado al modelo del SBO.

Los resultados de las pruebas de estrés trasladados al modelo de SBO, consisten fundamentalmente en la actualización de la autonomía de las baterías de la turbobomba del Sistema de Agua de Alimentación Auxiliar, AFW, y en el control manual local de la turbobomba de AFW. Por otra parte, se ha refinado el cálculo de las acciones humanas asociadas a este suceso, mediante la utilización de dos convoluciones combinadas; se han actualizado el modelo y los datos de fiabilidad de los sellos de las bombas de refrigerante primario, RCPs, en este tipo de escenarios; y por último, también se ha actualizado la probabilidad de no recuperación del suministro eléctrico exterior, teniendo en cuenta los resultados de las pruebas realizadas a las centrales hidráulicas.

Esta actualización permite disponer de un modelo más preciso para evaluar la respuesta de la planta en caso de suceso iniciador de SBO, que de forma global refleja una mejora en los resultados ante dicho suceso.

28 - 09

MODELO DE FILTRACIÓN DE PARTÍCULAS SUSPENDIDAS EN UN CHORRO GASEOSO ENTRANTE EN UN LECHO ACUOSO. APLICACIÓN AL ÁMBITO DE ACCIDENTE SEVERO EN CENTRALES NUCLEARES

E. Fernández

FINALISTA PREMIO PROYECTO FIN DE CARRERA

Los jet de gas sumergidos tienen una especial relevancia dentro de determinados escenarios nucleares de accidente severo, como el ocurrido en la central nuclear de Fukushima Daiichi el 11 de Marzo de 2011. Una vez comienza la degradación del combustible nuclear y la liberación de los productos de fisión empieza a hacerse efectiva, una corriente de gas puede transportarlos hacia volúmenes acuosos bajo tales condiciones ($We>105$) que se alcanza el régimen jet en el punto de entrada.

A lo largo de este proyecto se remarcan los fundamentos y las principales hipótesis adoptadas para la creación de un modelo enfocado en la retención de partículas durante la inyección de gas en régimen de jet en piscinas (SPARCJET). Para lograr esto, se ha hecho una aproximación robusta y simplificada de la hidrodinámica del jet con la intención de describir las interacciones tanto gas-líquido como gota-partícula. Las variables principales en el modelo son la velocidad umbral de entrada y el tamaño, velocidad y concentración de gotas. Las principales hipótesis adoptadas han sido referentes a la expansión constante y cónica del gas, el tiempo de residencia de las gotas transportadas por el gas y la no consideración de la coalescencia entre gotas. El jet se divide en cierto número de nodos axiales en cada uno de los cuales se aplica la conservación de momento para renovar las condiciones del gas. Se ha llevado a cabo una validación indirecta del modelo hidrodinámico mediante la comparación con datos experimentales obtenidos de proyectos enfocados en la capacidad de descontaminación de volúmenes de agua bajo condiciones de accidente nuclear severo.

Se prevén mejoras y extensiones de SPARCJET en el futuro, sin embargo, una versión adecuada requeriría de una base de datos mucho más extensa y enfocada más concretamente hacia los jet de gas, con la que poder establecer comparaciones.

SALAS 9-10 Viernes 27 - 09:30 a 11:30 h.

29- COMBUSTIBLE (III): COMBUSTIBLE IRRADIADO

PRESIDENTE: **María Vega**

EQUIPOS NUCLEARES

COORDINADOR: **Jose María Posada Barral**
CN ALMARAZ-TRILLO

29 - 01

CENTRAL NUCLEAR DE ALMARAZ: TEMPERATURA DEL AGUA EN LA ZONA DE LOS ELEMENTOS DE COMBUSTIBLE ALMACENADOS EN LA PISCINA DE COMBUSTIBLE GASTADO

E. Huélamo Martínez¹, G. Vilar Carmona¹,
Á. Argüello Tara¹, F. J. Sanz Román²

¹EMPRESARIOS AGRUPADOS, ²CNAT

El campo de temperaturas y flujos en la piscina de combustible es estacionario cuando el calor evacuado por el sistema de refrigeración es igual al generado por el combustible almacenado, ya que las pérdidas al ambiente son prácticamente despreciables comparadas con esas magnitudes. Para caudal y temperatura de entrada del sistema de refrigeración dados, existe una temperatura de la piscina que no debe superar un cierto límite establecido.

Los estudios realizados a escala macroscópica, es decir, suponiendo piscina completamente mezclada, demuestran que, incluso teniendo en cuenta el régimen transitorio inherente tanto al sistema de refrigeración como a la propia generación de calor, las temperaturas alcanzadas están dentro de los límites permisibles. Pero esto no garantiza que, a escala microscópica, en determinados puntos (parte superior de las barras de combustible) este límite no sea superado, pudiendo presentarse fenómenos locales de ebullición nucleada. Si eso ocurriera, debido a la baja conductividad de la fase vapor, la temperatura en el combustible almacenado tendería a elevarse, con el consiguiente peligro de deterioro. Para descartar esta posibilidad se ha realizado un modelo de cálculo con RELAP5/MOD3, que estudia la evolución de las temperaturas a lo largo de las barras de combustible almacenado, divididas en pequeños volúmenes con objeto de tener una representación mucho más detallada de los parámetros físicos que intervienen en el proceso.

Por ello se ha realizado un modelo de cálculo en el que, usando el código RELAP5/MOD3, se puede estudiar la evolución de las temperaturas a lo largo de las barras de combustible almacenado, que se han dividido en pequeños volúmenes con objeto de tener una representación mucho más detallada de los parámetros físicos que intervienen en el proceso.

Las conclusiones obtenidas son: a) En condiciones normales de operación no se produce ebullición localizada en ningún punto de la piscina, existiendo un amplio margen entre las temperaturas alcanzadas por el agua en las zonas cercanas y alrededor de los elementos de combustible y la temperatura de saturación y b) Existe un amplio margen de tiempo para reanudar la refrigeración después de una pérdida accidental de la misma sin que se produzcan problemas de ebullición localizada.

29 - 02

IMPLANTACIÓN DEL ALMACÉN TEMPORAL INDIVIDUALIZADO DE COMBUSTIBLE IRRADIADO EN CN ASCÓ

J. Estrampes Blanch

ANAV

La operación de las centrales a lo largo de los años ocasiona la paulatina ocupación de las posiciones libres de las piscinas de combustible irradiado. Necesariamente llega un momento en el que, a falta de una instalación centralizada donde enviar el combustible, es necesario que el emplazamiento se dote de un lugar acondicionado para almacenar en seco y de forma temporal su propio y único combustible. Esta instalación es la denominada ATI (acrónimo de Almacén Temporal Individualizado).

Esta ponencia describe el proceso de implantación del ATI de CN Ascó, en el que se ha simultaneado la operación de ambas unidades, a potencia y en paradas por recarga, con la construcción del ATI propiamente dicho y de las modificaciones de diseño adicionales requeridas para poder abordar posteriormente el proceso de carga de contenedores que permite devolver capacidad de descarga a las unidades y por tanto continuar su operación.

Una vez finalizados los trabajos de construcción así como las modificaciones de diseño adicionales, se llevan a cabo las "Pruebas en Frío" del proceso, en las que se simula de una forma muy exhaustiva el proceso de carga de un contenedor -sin usar combustible irradiado, sino dummies de MPC's- con el fin de probar los procedimientos y la coordinación multidisciplinaria que comporta la ejecución de una tarea compleja como esta.

El ATI de CN Ascó recibe la apreciación favorable del CSN y posteriormente queda sancionada la resolución por la que se autoriza la Puesta en Marcha de esta nueva instalación el 9 de abril de 2013.

A partir de ese instante pueden iniciarse los envíos de contenedores de combustible irradiado.

29 - 03

PROCESO DE SELECCIÓN DE CONTENIDOS APROBADOS (ELEMENTOS COMBUSTIBLES Y COMPONENTES) PARA SER CARGADOS EN CONTENEDORES DE COMBUSTIBLE EN SECO

J. Estrampes Blanch

ANAV

Una vez seleccionado el Sistema de Almacenamiento para el ATI, el siguiente paso, desde el punto de vista del Almacenamiento, es determinar qué elementos y componentes, para los que se haya determinado que su vida en los ciclos de combustible haya quedado completada, son candidatos a ser introducidos en cápsulas de almacenamiento para su traslado, primero al ATI, y posteriormente al ATC.

Las condiciones que deben cumplir tanto los elementos como los componentes derivan de las condiciones de licencia del Sistema de Almacenamiento, y abarcan aspectos relacionados con: el historial de irradiación (quemado), la manejabilidad, la integridad estructural (actual y futura), la estanqueidad, así como potenciales fenómenos que puedan comprometer la integridad a largo plazo de la vaina.

Para poder disponer con la antelación suficiente de una plantilla de contenidos aprobados susceptibles de ser introducidos en contenedores, es preciso abordar con tiempo un Plan de Inspección para

Caracterización del combustible que permita clasificar los elementos como "Dañados/No Dañados" y poder generar los Planes de Carga.

29 - 04

ATI GAROÑA, EXPERIENCIA DE IDOM EN LA DIRECCIÓN DE OBRA Y CONSTRUCCIÓN APLICADA A LA INGENIERÍA DE DETALLE

Ana M^a Puente¹, Jesús Aldariz², César Hueso¹, Rubén Osorio¹, Xabier Ruiz¹

¹IDOM, ²NUCLENOR

Con objeto de poder realizar la descarga y almacenamiento del combustible gastado en contenedores de almacenamiento en seco, previo a su traslado al Almacén Temporal Centralizado (ATC), se establece la necesidad de construir un Almacén Temporal Individualizado (ATI) en la CNSMG.

El Proyecto de Construcción del nuevo ATI dentro de la CNSMG incluye el diseño de dos losas sísmicas, sobre las que se posicionarán los contenedores de almacenamiento de combustible gastado, el pavimento a disponer alrededor de las mismas, el vial de acceso para facilitar el traslado de los contenedores desde la piscina de combustible. El doble vallado de seguridad física del emplazamiento se verá ampliado para albergar esta instalación.

En el diseño de los diferentes elementos que formarán parte del nuevo ATI en la CNSMG se ha tenido en cuenta las características propias del entorno geológico / geotécnico, condiciones climatológicas severas y un estudio específico de las características dinámicas del emplazamiento. Todos estos parámetros condicionan la solución a adoptar, que debe garantizar el correcto funcionamiento de la instalación ante los diferentes accidentes bases de diseño.

En el diseño se consideran tanto las lecciones aprendidas durante la construcción del ATI de la CN Ascó, como la experiencia de NUCLENOR en la integración de modificaciones de diseño de importancia en su instalación.

29 - 05

DESARROLLO DE APLICACIÓN Y BASE DE DATOS PARA LA GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE GASTADO Y RESIDUOS ESPECIALES

M. Á. Rodríguez Gómez¹, R. González Gandal¹, G. Serrano², J. A. Herrera¹

¹GAS NATURAL FENOSA ENGINEERING, ²ENRESA

Dentro del proyecto de desarrollo de la base de datos de combustible gastado y residuos especiales de las centrales nucleares españolas que GNFe está desarrollando para ENRESA, se encuentra el diseño de una aplicación que sirva de interfaz para ENRESA y la mencionada base de datos cuyo diseño conceptual se definió en fases anteriores.

El objetivo de la base de datos es cubrir la información a priori necesaria para abordar la gestión futura del combustible gastado y los residuos especiales así como servir de mecanismo de comunicación entre las centrales nucleares y Enresa.

La aplicación GECYRE desarrollada por GNFe y Nexus5 tiene como objetivo facilitar y optimizar el manejo de la información enviada por las centrales nucleares. Sus principales funcionalidades son:

- Elaboración de informes.
 - Consultas previamente definidas, para cumplimentar distintos informes y obtenerlos parámetros de entrada para otros códigos de cálculo (ORIGEN; MCNP;...).
 - Exportación de los datos de la aplicación a Word, Excel o Access.
 - Flexibilidad para la edición de tablas.
 - Actualización de la información de la base de datos, a través de la importación del archivo XML(fichero de intercambio de información con las centrales).
- La información se presenta en un menú principal en el que las entidades están agrupadas en cinco bloques:
- Generales: se presenta la información sobre los ciclos de irradiación, inspecciones y almacenes.
 - Tipos: se encuentra la información sobre las características geométricas de los EC, los distintos componentes que lo forman y de los aditamentos.
 - Elementos de Combustible: se muestra la información del Elemento Combustible así como su perfil axial de quemado, el historial de irradiación y el historial de ubicaciones.
 - Residuos Especiales: se recogen los residuos especiales (como cabezales, barras de control...).
 - Consultas: consultas predefinidas sobre inventario y otras informaciones.

29 - 06

EL TRANSPORTE DE RESIDUOS RADIACTIVOS DE ALTA ACTIVIDAD AL ALMACÉN TEMPORAL CENTRALIZADO Y SU IMPACTO RADOLÓGICO

J. A. Calleja Rubio

TECNATOM

Las cuestiones relacionadas con el transporte de residuos radiactivos de alta actividad (RAA) al previsto almacén temporal centralizado (ATC) en Villar de Cañas (Cuenca) están de actualidad, debido a la movilidad que se espera en un futuro próximo, el compromiso con el medio ambiente, la protección de las personas, así, como la normativa legal reguladora.

En este trabajo se ha evaluado el impacto radiológico asociado a este tipo de transportes mediante una nueva herramienta de procesamiento de datos, que puede ser de utilidad y servir como documentación complementaria a la recogida en el marco legal del transporte.

Además puede facilitar el análisis desde una perspectiva más científica, para investigadores, responsables públicos y técnicos en general, que pueden utilizar dicha herramienta para simular distintos escenarios de transportes radiactivos.

Conociendo el nivel de radiación a un metro del transporte y eligiendo una ruta, obtendremos los impactos asociados, tales como las poblaciones afectadas, la dosis recibida por la persona más expuesta, el impacto radiológico global, las dosis a la población en el trayecto y el posible detrimento de su salud: <http://impactoradiologico.com/>.

Como conclusión más importante, se observa que la emisión de radiaciones ionizantes procedentes del transporte de residuos radiactivos de alta actividad en España, en operación normal, no es significativa a la hora de generar efectos adversos en la salud humana y su impacto radiológico puede considerarse despreciable. En caso de accidente, aunque la posibilidad del suceso es remota, las emisiones, no serán tampoco determinantes a la hora de generar efectos adversos en la salud humana.

29 - 07**OVERALL USED FUEL LOGISTICS IN EUROPE**

V. Mercier, T. Lallement

AREVA TN INTERNATIONAL

Since 50 years, TN International (TNI) has been performing up to 250 shipments/year of used fuel assemblies in Europe and in the world, mainly for recycling in the AREVA La Hague Reprocessing Plant, and also for interim storage, depending upon the used fuel management choice made by the customers.

In order to comply with the different recommendations of the different regulators, TNI has organised these transportation accordingly.

Since the specifications of the used fuel assemblies are different among all offloaded nuclear power plants in Europe and the handling possibilities are also different, TNI has designed several casks type worldwide.

Furthermore, TNI has designed dual purpose casks in order to comply with the possibility of storing the used fuel assemblies in the casks after their shipments.

The purpose of this paper is to describe:

- The range of spent fuel casks developed by TNI, their evolution along the years and their compliance with regulators and customers requests
- The cask, truck and rail wagon fleet management including preventive and corrective maintenances, transport licence renewals, technical assistance for loading and unloading operations,...
- The organisation of worldwide spent fuel transportation including scheduling, documentation, suppliers control, customers and authorities interface, crisis management,...
- The differences between casks for storage purpose and casks for transportation and how dual purpose casks comply with both requirements.

29 - 08**PHYSICAL AND NEUTRONIC PROPERTIES OF MOX FUEL BEARING MINOR ACTINIDES AND THEIR INFLUENCE IN FAST REACTORS PERFORMANCE**

S. Pérez-Martín, A. Ponomarev, R. Krüssmann, W. Pfrang, M. Schikorr

*KARLSRUHE INSTITUTE OF TECHNOLOGY,
INSTITUTE FOR NEUTRON PHYSICS AND REACTOR
TECHNOLOGY*

The advantage of minor actinides transmutation in fast spectrum reactors is well known for radiotoxicity reduction of spent nuclear fuel. However, impact of neptunium, americium and curium on thermal properties of fuel pellets and on reactor performance during accidental conditions needs to be analyzed in more detail.

We have studied the physical properties of those elements in order to assess the modified features of MOX-MA fuel. We have assessed physical properties (thermal conductivity, heat capacity, linear expansion and melting temperature) and neutronic properties (reactivity coefficients, alpha-decay reactions, and power production). Furthermore alpha decay reactions will increase the He production rate within the pellet and therefore the amount of gasses in the fuel-clad gap.

These two types of properties have different influence on the power operation of a sodium-cooled fast reactor and also during

accidental conditions. Finally we present results of an unprotected loss of flow transient showing the influence of the various MA-MOX features, using fuel bearing 5% minor actinides, on the behaviour of a safety optimized core for transmutation. We have seen that reactivity coefficients play an important role in the reduction of the grace time before boiling onset and pin failure compared to the case where only MOX fuel is used in the core, whereas impact of modified thermal properties is minor.

29 - 09**ESTUDIOS ELECTROQUÍMICOS DE SIMFUEL EN CONDICIONES DE ALMACÉN**

J. Nieto, N. Rodríguez, C. Palomo, J. Cobos

CIEMAT

La gestión del combustible nuclear gastado es fundamental para garantizar la seguridad y el bienestar de la sociedad actual y de futuras generaciones. Con el fin de asegurar el proceso de almacenamiento definitivo del combustible gastado en un repositorio, se han realizado diversos estudios simulando las condiciones futuras de un emplazamiento.

La integridad del combustible irradiado en condiciones de almacén dependerá de las propiedades de dicho medio. La liberación de la mayoría de los radionucleidos presentes en el combustible nuclear irradiado en las condiciones esperadas en un repositorio estará controlada por el proceso de alteración (oxidación - disolución) de la matriz (dióxido de uranio). El proceso de alteración consiste en la oxidación previa del U(IV) a U(VI) y la posterior disolución de éste último. La superficie de la matriz de UO₂, en contacto con agentes oxidantes, da lugar a la formación de UO_{2+x} que, por interacción con el medio acuoso, se disuelve en forma de UO₂²⁺. Como consecuencia de este proceso de alteración se producirá la liberación de los radionucleidos que se encuentran formando soluciones sólidas en la red cristalina del UO₂.

El objetivo de este trabajo es realizar ensayos electroquímicos con combustible nuclear simulado (SIMFUEL) en condiciones de entorno de almacenamiento definitivo (medio granítico y bentonita como material de relleno).

Los resultados obtenidos muestran un potencial de corrosión de 0,2V vs SHE para atmósferas oxidantes. Mientras que en atmósfera inerte el valor obtenido no superó los 0V vs SHE. La posterior caracterización de las muestras de SIMFUEL mediante técnicas como SEM y XRD, junto con los resultados obtenidos en los ensayos electroquímicos, podría aportar información para establecer una cinética del proceso de corrosión del UO₂ y obtener datos que se puedan incluir en el Modelo de Alteración de la Matriz.

29 - 10**ANÁLISIS ECONÓMICO DE LA GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR USADO**

Yolanda Moratilla

UNIVERSIDAD PONTIFICIA COMILLAS

Con la construcción del ATC en España, abre de nuevo el debate del futuro del combustible nuclear usado de las centrales españolas, con la posibilidad de elección entre ciclo abierto, que considera el combustible como residuo y cuyo fin es su aislamiento seguro a largo plazo, y ciclo cerrado, que contempla el reciclado de las materias energéticas. En este contexto, el análisis

económico de ambas opciones cobra una creciente importancia, ya que la diferencia entre los costes de ambas alternativas será un factor crucial para su elección.

El objetivo del trabajo pretende realizar una comparación entre los costes que supone la alternativa del almacenamiento -ciclo abierto-, en relación con los asociados a una alternativa de reciclado y reutilización -ciclo cerrado-, mediante el análisis de estudios llevados a cabo por la OCDE y por estudios llevados a cabo por el MIT, poniendo de manifiesto la distintas tendencias y orientaciones en cuanto a la gestión del combustible usado. Así como, los resultados obtenidos en un estudio dirigido por la Catedra de aplicación a España.

Al salir del reactor, el combustible usado todavía contiene un 94-96% de elementos reutilizables y 4% de productos de fisión. Hasta el momento, la mayoría de los países eligieron no utilizar este recurso energético y considerar el combustible usado como residuo, pero la opción de "ciclo cerrado" se está reconsiderando en muchos países por sus ventajas en cuanto al aprovechamiento de recursos naturales, la optimización de la gestión de residuos y la probada tecnología ya madura. El estudio y comparación de los estudios económicos llevados a cabo por la Agencia para la Energía nuclear de la OCDE, el Boston Consulting Group , la Universidad de Oxford y la Universidad de Comillas, han mostrado que ambas opciones son comparables. Además, mientras en la actualidad, el coste total de la gestión del combustible usado (sin reciclado) presenta altas incertidumbres, los costes del ciclo cerrado son estables y conocidos, por lo que se asegura el coste del ciclo del combustible. Con el reciclado, se reduce el volumen y la toxicidad de los residuos para almacenar, por lo que sólo puede suponer una reducción los costes del AGP.

29 - 11

ANÁLISIS DE CIRCULACIÓN DE AIRE EN EL EDIFICIO DE COMBUSTIBLE DE LA CENTRAL NUCLEAR DE ALMARAZ

M. García González¹, E. Huélamo Martínez¹, Á. Argüello Tara¹, F. J. Sanz Román²

¹EMPRESARIOS AGRUPADOS

²CNAT

Este análisis se realizó para dar cumplimiento a la Acción del Sistema de Evaluación y gestión de Acciones de CNA: "Análisis de alternativas para favorecer la circulación natural en el Edificio de Combustible gastado y la trasmisión de calor de sus estructuras al ambiente exterior", que se encuentra dentro de los trabajos de ingeniería y Proyectos Especiales de C.N. Almaraz y Trillo.

El objeto del mismo es múltiple: determinar los flujos de aire por convección natural, establecer los caminos de entrada/salida de aire al exterior para evaluar la capacidad de evacuación de calor que tiene el conjunto piscina de combustible gastado (PCG) / edificio de combustible, en caso de accidente y estimar su capacidad de refrigeración de manera pasiva.

Se confeccionó un modelo del Edificio de Combustible con el código de simulación GOTHIC v7.2 (QA) January 2006, que simula con detalle las salas del edificio con un mallado tal que permite observar el fenómeno en cuestión, evacuando la piscina, vacía, una potencia térmica determinada debido al calor residual de los elementos combustibles almacenados.

Los resultados obtenidos, principalmente, son:

- Caudales de aire para las entradas y salidas del edificio.
- Caudales de aire en la PGC, con análisis de la influencia sobre la circulación por la existencia del cofre y del canal de trasferencia de combustible.
- Distribuciones de temperaturas.

Los análisis concluyen con la capacidad de evacuación de calor del edificio y ayudan a definir estrategias de mitigación en situaciones accidentales de pérdida de refrigeración de la Piscina de Combustible Gastado.

SALAS 6-7 Viernes 27 - 09:30 a 11:30 h.

30 - I+D+i (V): CÓDIGOS

PRESIDENTE: **Manuel Martín Ramos**
CE

COORDINADOR: **Alberto Concejal Bermejo**
IBERDROLA INGENIERÍA

30 - 01

ANÁLISIS DE TRANSITORIOS EN REACTORES RÁPIDOS DE GENERACIÓN-IV

M. Vázquez, F. Martín-Fuertes
CIEMAT

En las propuestas de GIF-IV y SNE-TP para una energía nuclear sostenible se incluyen conceptos de reactores rápidos que permiten un uso mucho más eficiente del combustible así como la transmutación de Actínidos Minoritarios. El licenciamiento de estos reactores innovadores se enfrentaría a la ausencia de datos operativos para ciertas configuraciones de núcleo, por lo que la comparación entre códigos se muestra como una herramienta fundamental de análisis. Dentro de este marco el CIEMAT participa en el proyecto MAXSIMA, del 7º PM-UE.

En los últimos años CIEMAT ha desarrollado una herramienta para hacer análisis 3D neutrónicos-termohidráulicos en estacionario, que se ha ampliado al estudio de transitorios. La cinética temporal se resuelve con un esquema quasi-estático mediante la factorización del flujo en una parte espacial y otra de temporal. MCNP proporciona la reactividad y la función espacial actualizada y COBRA-IV calcula la distribución de temperaturas. La dependencia temporal de amplitud se calcula mediante las ecuaciones de cinética puntual.

La herramienta es útil para analizar transitorios de detalle, que incluyen fenómenos que la tecnología LWR no contempla, como cambios termomecánicos. Además, puede capturar mecanismos de realimentación para los que la aproximación de linealidad de los coeficientes de reactividad no sea suficiente, ya que se permite simular la geometría de una forma detallada. Por ejemplo, la expansión del núcleo es un fenómeno no lineal que depende mucho del diseño del reactor y resulta un parámetro clave en algunos transitorios de reactores rápidos. La primera parte del proyecto MAXSIMA contempla la puesta a punto y comparación de las herramientas de los participantes para el estudio de transitorios. En esta ponencia se muestra el análisis preliminar de una pérdida desprotegida de caudal (ULOF) en la configuración de reactor crítico de MYRRHA, refrigerado por plomo-bismuto y de 100 MWt.

30 - 02

DESARROLLO DE UN MODELO DEL NSSS DE UN REACTOR PWR CON EL CÓDIGO TERMOHIDRÁULICO GOTHIC

I. Gómez García-Toraño¹, G. Jiménez Varas²

¹KARLSRUHE INSTITUTE OF TECHNOLOGY,
²UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID

El código GOTHIC se utiliza frecuentemente en la industria nuclear para efectuar análisis de licencia de los transitorios en el recinto de contención de centrales de tipo PWR y BWR. Para ello se simula la evolución de la presión y la temperatura alcanzada en la contención tras un accidente base de diseño LOCA o MSLB.

Para estudiar esta evolución se calcula primeramente la transferencia de masa y energía a la contención mediante otros códigos de simulación distintos a GOTHIC (LOFTRAN, RELAP5, etc.). Estos datos de la simulación se introducen en GOTHIC, que calculará la evolución de la presión y temperatura en la contención. Sin embargo, en general se suelen excluir del estudio los elementos que constituyen el circuito primario y secundario del reactor en el modelo de GOTHIC, de donde nace la motivación de este trabajo. Ese cometido se ha desarrollado en varias fases:

- Modelación con detalle del circuito primario y parte del circuito secundario de un reactor PWR mediante GOTHIC
- Comprobar la validez del modelo desarrollado para un estacionario.

Una vez se ha desarrollado el modelo y verificada su validez, se abren nuevas vías para trabajos futuros como analizar el comportamiento de la central tras un accidente base de diseño en la contención. Asimismo y debido a los detallados modelos de combustión y transporte de hidrógeno que GOTHIC tiene implementados, resultaría especialmente interesante analizar el comportamiento de la central tras un accidente severo o la comparación de este tipo de accidente frente a benchmarks internacionales (MELCOR, ASTEC).

30 - 03

VALIDACIÓN DEL CÓDIGO ACOPLADO COBRA-TF/ PARCSV2.7 ANTE UN TRANSITORIO DE INYECCIÓN DE BORO

A. Abarca, T. Barrachina, R. Miró, G. Verdú

UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

De la mano del desarrollo de la tecnología informática están utilizándose cada vez con mayor asiduidad los modelos detallados (a nivel de varilla de combustible) para los cálculos de seguridad nuclear en reactores de agua ligera (LWRs). Para ello se utilizan códigos acoplados neutrónico-termohidráulicos. Con el objetivo de desarrollar una plataforma multifísica para realizar cálculos a nivel de varilla se desarrolló el código acoplado COBRA-TF/PARCS v2.7, que en este trabajo es validado frente a un transitorio de inyección de boro en un reactor PWR.

El objeto de este trabajo es validar el código acoplado COBRA-TF/PARCS en un escenario de inyección asimétrica de boro en un reactor PWR de tres lazos.

Con ello se pretenda comprobar el recientemente desarrollado modelo de transporte de boro del código COBRA-TF y las rutinas de interpolación de sección eficaz en función de la concentración de boro que se implementaron en PARCS v2.7, demostrando su adecuado funcionamiento y su validez para el análisis de transitorios en seguridad nuclear.

Se ha modelado el núcleo un reactor PWR de tres lazos, las condiciones operacionales de dicho reactor corresponde a las de *hot full power* (HPF) al final de ciclo (EOC). Partiendo de las condiciones estacionarias se simula una inyección de boro asimétrica y se comparan los resultados obtenidos con el código acoplado ampliamente validado RELAP5/PARCS.

Los resultados obtenidos demuestran la capacidad del código acoplado COBRA-TF/PARCS para la simulación de transitorios de inyección de boro. Además se obtienen datos de la difusión y redistribución de boro a través de los flujos cruzados en el interior del núcleo (gracias a la naturaleza 3D del código termohidráulico).

30 - 04

APROXIMACIÓN PARALELA DEL CÓDIGO TERMOHIDRÁULICO DE SUBCANAL COBRA-TF

E. Ramos, Agustín Abarca, J. E. Roman, Rafael Miró

UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

Los análisis en seguridad nuclear a nivel de subcanal requieren de la utilización de códigos acoplados neutrónico-termohidráulicos con alta resolución espacial. Esta selección requiere tener códigos termohidráulicos que permitan la simulación de grandes dominios físicos con alta resolución y en un tiempo razonable. En este trabajo se presenta una paralelización del código de subcanal COBRA-TF de modo que puedan utilizarse clústeres de computadores para acelerar la solución.

Para reducir el tiempo de respuesta cuando se simulan grandes reactores en detalle se ha optado por el desarrollo de una versión paralela del código termohidráulico de subcanal COBRA-TF, con la tecnología MPI (Message Passing Interface).

Se ha paralelizado la generación del Jacobiano, de modo que cada procesador se encarga de la generación de los datos asociados a un subconjunto de celdas. Además, la resolución del sistema lineal de ecuaciones también se realiza en paralelo, utilizando la librería PETSc.

La paralelización permite el uso de numerosos procesadores (o núcleos) que colaboren en la obtención de la solución a un único problema. Esto no sólo reduce el tiempo de computación, sino que además aumenta la cantidad de memoria disponible en un clúster. Por tanto pueden resolverse problemas de gran dimensión.

Una paralelización efectiva del código COBRA-TF requiere tener en cuenta dos aspectos importantes: (1) debe paralelizarse tanto la actualización de variables, como la generación del Jacobiano y la resolución del sistema lineal, y (2) la memoria debe ser gestionada de forma adecuada por los diferentes procesos.

Con objeto de validar la Paralelización de COBRA-TF se ha modelado a nivel de subcanal un conjunto de 3x3 elementos combustibles y se ha simulado un transitorio de inyección de caudal obteniéndose una considerable aceleración en la simulación en paralelo comparado con el caso secuencial.

30 - 05

APPLICATION OF THE COUPLED CODE COBAYA3/ SUBCHANFLOW TO THE SIMULATION OF THE EXERCISE 2 OF THE OECD/NEA KALININ-3 BENCHMARK

J. Jiménez, M. Calleja, V. Sánchez

KARLSRUHE INSTITUTE OF TECHNOLOGY

Multi-scale and multi-physics problems reveal significant challenges while dealing with coupled neutronic/thermal-hydraulic

calculations. Current generation of codes applied to Light Water Reactors (LWR) are based on 3D neutron kinetics (NK) nodal methods coupled with one or two phase flow thermal-hydraulic (TH) system or sub-channel codes.

The OECD/NEA Kalinin-3 Coolant Transient Benchmark is based on a real transient that took place on 2nd October 2005 in the unit 3 of the Kalinin NPP. The reactor type is a VVER-1000/320 and the transient was caused by the switching-off of one of the four operating main coolant pumps at nominal reactor power. A big amount of data was recorded during the transient by the core monitoring system. These data have been made available to the international community through an OECD/NEA benchmark.

Thanks to the good quality of the data available, this benchmark is very useful for the validation of coupled NK-TH codes. This paper describes the results obtained in the exercise 2 using the 3D neutron diffusion code COBAYA3 coupled with the sub-channel thermal-hydraulic code SUBCHANFLOW for the simulation of the coolant transient. The good agreement between calculations and measured values certify the reliability of the coupled codes.

30 - 06

ANÁLISIS DE INESTABILIDADES EN REACTORES BWR. APPLICACIÓN A OSKARSHAMN-2

M. Garcia-Fenoll, T. Barrachina, R. Miró, G. Verdú

UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

En este trabajo se presenta una metodología de análisis de inestabilidades en reactores BWR. El análisis de estabilidad en este tipo de reactores es un campo muy activo dentro de la seguridad nuclear. Además, la utilización de datos reales de planta es una gran herramienta para la validación y mejora de los códigos y metodologías empleados en estos análisis. El caso de aplicación es el evento de inestabilidad sucedido el 25 de Febrero de 1999 en el reactor tipo BWR Oskarshamn-2. Los datos de este evento se recogen en 'OECD/NEA Oskarshamn-2 (O2) BWR Stability Benchmark for Coupled Code Calculations and Uncertainty Analysis in Modelling'.

El evento de inestabilidad estudiado es el producido por un error en la lógica de control que, ante una situación de rechazo de carga, envía la señal de TRIP a turbina causando el disparo de esta pero no al reactor. Tras diversas actuaciones de los sistemas de seguridad y un SCRAM parcial se alcanza un punto inestable del mapa potencia/caudal, produciéndose oscilaciones divergentes en la potencia hasta que se da el SCRAM manual del reactor.

Para este estudio se utilizan los códigos termohidráulicos RELAP y TRACE, ambos acoplados con el código neutrónico PARCS. En el caso de TRACE, el núcleo modelado canal a canal se introduce en el modelo de vasija proporcionado por los organizadores. En RELAP, se completa el modelo presentado en anteriores trabajos, añadiendo al núcleo los componentes correspondientes a la vasija, el separador y el lazo de recirculación. En este caso, se utiliza un mapping basado en los modos lambda (obtenidos mediante el código VALKIN desarrollado en la UPV) para reducir el número de canales termohidráulicos.

La metodología aplicada a los modelos realizados proporciona unos resultados coherentes con la evolución del transitorio estudiado. En concreto, se observa la oscilación de potencia registrada en planta.

30 - 07**INCORPORACIÓN DE LA VARIACIÓN DE LA REACTIVIDAD CON EL QUEMADO EN EL CÓDIGO DE ESTABILIDAD PREDICTIVO LAPUR**

A. Escrivá¹, J.L. Muñoz-Cobo¹, R. Merino¹, J. Melara², M. Albendea²

¹UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA,

²IBERDROLA GENERACIÓN

En el campo de la seguridad nuclear, el análisis de la estabilidad de los reactores de agua en ebullición supone uno de los mayores retos para los investigadores. Para estos cálculos se puede utilizar el código LAPUR que permite obtener los parámetros de estabilidad de la planta (Decay Ratio y Frecuencia), siendo este uno de los programas utilizados por IBERDROLA.

Para el grupo IBERDROLA, la mejora y actualización de los programas informáticos utilizados para simulación son una prioridad. Con la colaboración del grupo de investigación TIN de la Universidad Politécnica de Valencia, se ha incorporado un modelo de pérdida de conductividad del uranio con el quemado a LAPUR, una herramienta predictiva de parámetros de estabilidad para reactores de agua en ebullición. Esta actualización permite que se reproduzca el fenómeno de forma más realista.

LAPUR es un código predictivo de gran velocidad de procesado que consta de dos módulos: uno encargado del cálculo del estado estacionario y otro que, trabajando en el campo de la frecuencia, realiza los cálculos correspondientes al transitorio. La incorporación del modelo de la variación de la reactividad del núcleo con el quemado del combustible ha afectado a los 2 módulos de LAPUR y se ha introducido como una opción de cálculo. Se ha validado y verificado la opción de cálculo implementada contrastando los resultados con valores de referencia.

30 - 08**ESTUDIO DE LAS INESTABILIDADES EN FASE MEDIANTE LA HERRAMIENTA “DINAMICS”: ANÁLISIS DE LA EVOLUCIÓN ESPACIO TEMPORAL DE LAS ONDAS DE DENSIDAD EN CANALES DE REACTORES BWR**

J. L. Muñoz-Cobo¹, A. Escrivá¹, R. Merino¹, J. Melara²

¹UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA,

²IBERDROLA GENERACIÓN

Recientemente la NRC, ha recomendado tener en cuenta en los cálculos de estabilidad de BWR (Decay Ratio y Frecuencia), la variación de la conductividad con el quemado, y la variación de la distribución de potencia en la pastilla de combustible debida a la acumulación de transuranidos fisibles (Pu) en la periferia de la misma. Con el fin de una mejor comprensión de los distintos mecanismos que afectan al cálculo de estabilidad y a sus interacciones, se ha desarrollado el código DINAMICS.

El objetivo de la presente ponencia se enmarca en el desarrollo de un código temporal para mejorar la comprensión de la interrelación entre los distintos procesos que afectan a la estabilidad de reactores BWR. El código DINAMICS realizado en la UPV es capaz de realizar análisis cuantitativos de la dinámica de las oscilaciones en fase de un reactor BWR, calculando el valor de la DR y la frecuencia. Se le ha incorporado la variación de la conductividad con el quemado, lo que influye en las correspondientes resistencias térmicas.

El código DINAMICS integra las ecuaciones de masa energía y momento para dos fases en un canal promedio con hasta 30 nodos axiales. También integra las ecuaciones de la dinámica del lazo de recirculación, e incorpora cinética puntual y las ecuaciones de la dinámica del combustible. Se le han impuesto las condiciones de contorno de las oscilaciones en fase lo que permite una simplificación a la hora de integrar las ecuaciones y acelerar la velocidad de cálculo. Contienen también una distribución axial de la distribución de potencia con hasta 30 nodos axiales. El código incorpora también subrutinas para el cálculo de las propiedades termo-hidráulicas basadas en distintos desarrollos del MATPRO y ASME. Dicho código permite analizar el desarrollo espacio temporal de las ondas de densidad a lo largo del canal y su acople con la neutrónica a través de la realimentación por fracción de huecos y efecto Doppler, lo que permite entender mejor en el dominio del tiempo la dinámica de dichas inestabilidades.

30 - 09**DESARROLLO DE NUEVAS CORRELACIONES PARA FLUJO ANULAR**

C. Berna¹, A. Escrivá¹, J.L. Muñoz-Cobo¹ & L. E. Herranz²

¹UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA, ²CIEMAT

Los flujos bifásicos gas-líquido, y en particular el flujo anular, se encuentran en multitud de aplicaciones: industrias del petróleo, químicas, nuclear, etcétera. En los reactores PWR el flujo bifásico se da en los generadores de vapor durante el funcionamiento normal y en el propio reactor fuera de las condiciones normales, incluyendo secuencias de accidentes. Mientras que en los reactores BWR se produce en el núcleo durante el funcionamiento normal.

Por ello, el flujo anular puede desempeñar un papel importante en el funcionamiento, seguridad y coste en las centrales LWR. Consecuentemente, se han realizado un gran número de publicaciones centrándose en su estudio desde los años 40 hasta el momento presente. En particular, este documento se centra en la revisión y análisis de las características principales de la película de líquido, analizando el proceso de extracción de gotas, en concreto la determinación de su cantidad y tamaño.

El presente trabajo explora la extensa literatura existente y propone nuevas correlaciones para el estudio del flujo anular. El interés de este trabajo se centra, por una parte, en la recopilación de la dispersa y abundante información existente y, por otra parte, en el desarrollo de nuevas correlaciones para la determinación de las principales magnitudes que caracterizan al flujo anular a partir de datos experimentales encontrados en la literatura abierta. En este trabajo se han obtenido las principales magnitudes del flujo anular, desarrollándose correlaciones para la determinación de las características más importantes de la delgada película líquida que fluye sobre la pared del tubo, así como de las gotas arrastradas por la corriente del gas que fluyen por su parte central. Finalmente, también se comparan los resultados obtenidos a partir de las correlaciones halladas mediante la búsqueda bibliográfica con los obtenidos mediante las correlaciones desarrolladas en éste trabajo.

30 - 10

APLICACIÓN DE LOS RESULTADOS DEL PROYECTO PRISME SOBRE PROPAGACIÓN DE HUMO Y CALOR DURANTE UN INCENDIO AL LICENCIAMIENTO EN CENTRALES NUCLEARES

S. Cordero García, J. Peco Espinosa

CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

El CSN ha participado en el proyecto PRISME de I+D de la OCDE, profundizando en el conocimiento del comportamiento del fuego para su aplicación en la simulación de incendios. Para ello se ha utilizado el modelo computacional de dinámica de fluidos (CFD) desarrollado por el National Institute of Standards and Technology (NIST) denominado Fire Dynamics Simulator (FDS), que

además resulta ser uno de los que ha sido validado y verificado por la NRC en el NUREG 1824.

El proyecto PRISME se ha llevado a cabo durante 5 años en las instalaciones del IRSN en Cadarache, habiéndose realizado una serie de experimentos que fueron analizados y modelados con posterioridad. El proyecto PRISME se ha llevado a cabo durante 5 años en las instalaciones del IRSN en Cadarache, habiéndose realizado una serie de experimentos que fueron analizados y modelados con posterioridad.

Del estudio de estos resultados se han obtenido importantes conclusiones que, una vez aplicadas en la modelación y simulación de escenarios reales de incendios en las diferentes configuraciones de cada central nuclear española, pueden ser de gran utilidad tanto para la mejora del diseño de los sistemas de extinción y detección de incendios, como para la optimización del funcionamiento del sistema de ventilación, o como para las tareas de licenciamiento de las centrales nucleares españolas.

SALAS 1-2 Viernes 27 - 09:30 a 11:30 h.

31 - INGENIERÍA (V)

PRESIDENTE: **Julio Blanco**
GAS NATURAL FENOSA

COORDINADOR: **Francisco José Gutiérrez García**
WESTINGHOUSE

31 - 01**PROGRAMAS DE VIGILANCIA DE EROSIÓN-CORROSIÓN. APLICACIÓN DE LA HERRAMIENTA CHECWORKSTM SFA EN C.N. ALMARAZ**

E. Lozano Cortés¹, M. García Valcárcel¹,
R. Somavilla Barros²

¹TECNATOM, ²CN ALMARAZ

En una central nuclear existen del orden de mil componentes susceptibles a fenómenos de erosión-corrosión, de manera que la utilización de una metodología predictiva para la gestión del desgaste por FAC (*Flow Accelerated Corrosion*) es una opción que permite mantener la integridad de la planta, inspeccionando en cada parada para recarga solamente las áreas más susceptibles y optimizando así los programas de vigilancia de erosión-corrosión.

El objetivo de aplicar CHECWORKSTM SFA como herramienta de metodología predictiva, consiste en obtener en cada parada para recarga un programa de vigilancia de desgaste por FAC (*Flow Accelerated Corrosion*) efectivo y por lo tanto de menor coste.

Forman parte del alcance de este trabajo los sistemas del secundario susceptibles a FAC, esto es, aquellas líneas o partes de las mismas constituidas de acero al carbono o de baja aleación por las que circula agua o vapor húmedo.

CHECWORKSTM SFA, desarrollado por EPRI, a través de*) datos de datos de química, materiales, geometría, etc...y de los métodos analíticos que incluye, establece un ranking de susceptibilidad de áreas, permitiendo focalizar las inspecciones en las más críticas.

Este trabajo muestra el alcance de sistemas / líneas analizadas, resultados obtenidos y las lecciones aprendidas en la construcción del modelo.

Como conclusión global de este trabajo cabe destacar la disminución del número de áreas a inspeccionar en cada parada para recarga. Una planta que no utiliza metodología predictiva para la gestión del desgaste por FAC puede inspeccionar hasta del orden de 350 áreas, mientras que la planta que sí la utiliza examina del orden de 125. Esta disminución de áreas a inspeccionar no es en detrimento de la seguridad de la planta, ya que CHECWORKSTM SFA, contiene en sus cálculos factores de seguridad lo suficientemente conservadores para garantizar la operación segura de la misma.

31 - 02**PROCESO DE MEJORA DE FIABILIDAD DE EQUIPOS EN LAS PLANTAS DE CNAT: GUÍAS DE SEGUIMIENTO DE SISTEMAS**

E. Gutiérrez¹, Ricardo González², Alfonso Sanjuán³, Arancha Risque Bailón¹

¹IBERDROLA INGENIERÍA, ²CN ALMARAZ, ³CN TRILLO

El Proceso de Mejora de Fiabilidad de Equipos (INPO AP-913) es un proceso no regulado emprendido por la Industria Nuclear en USA para la mejora de la Disponibilidad de las Plantas. Este proceso es uno de los cinco "Core Business Operational Process" definidos en el Standard Nuclear Performance Model (SNPM) de INPO para una operación segura, fiable y económicamente competitiva de la Industria Nuclear.

El objeto de la ponencia es describir la implantación del Proceso de Mejora de Fiabilidad de Equipos (PMFE) en CN Almaraz y CN Trillo y en particular el Plan de Vigilancia del Estado y Comportamiento de Sistemas y Equipos por parte de los Ingenieros de sistemas y recogido en las Guías de Seguimiento de Sistemas. Es así mismo objeto de la ponencia describir los resultado de este proceso de implantación destacando los aspectos más significativos.

El SNPM de INPO fue incorporado a los procesos de las plantas de CNAT y en particular el PMFE. De esta forma en 2007 se inició la implantación del PMFE en CN Almaraz y CN Trillo, desarrollando los procedimientos administrativos y técnicos para su implantación, definiendo el alcance y categoría de los sistemas y componentes que deben formar parte del PMFE. La implantación del Plan de Vigilancia del Estado (PV) y Comportamiento de Sistemas se está realizado en sucesivas fases habiéndose completado hasta la fecha el PV de 77 sistemas en total en las dos plantas, habiéndose realizado, para cada uno su correspondiente Informe de Estado, primera evaluación de su estado y comportamiento. Para facilitar el seguimiento, por los ingenieros de sistemas, del estado y comportamiento de los sistemas de su responsabilidad, se están desarrollando Guías de Seguimiento; estando ya desarrolladas y aplicadas un total de 29 Guías. La ponencia describirá el proceso centrándose en sus resultados y en el desarrollo de las Guías de Seguimiento.

31 - 03**MODELOS DE FIABILIDAD - ACELERADORES DE ALTA ENERGÍA (PROYECTO MAX-MYRRHA -FP7)**

A. Pitigoi, P. Fernández

EMPRESARIOS AGRUPADOS

El proyecto europeo MAX (FP7) participa en abordar el tema de la transmutación y persigue el desarrollo del acelerador de protones de alta energía requerido por el proyecto MYRRHA ADS (Accelerator-Driven System). El objetivo principal del proyecto MAX es entregar un diseño de referencia actualizada y consolidada del acelerador lineal para MYRRHA, con suficiente detalle y un nivel adecuado de fiabilidad, para iniciar en 2015 su diseño de ingeniería y la fase de construcción posterior.

EA, como parte del equipo del proyecto MAX, es responsable de desarrollar un modelo de fiabilidad (Tarea 4.4) del acelerador para MYRRHA, utilizando la metodología aplicada para las plantas de energía nuclear. Para ello, un modelo de fiabilidad de un acelerador existente (SNS-ORNL) ha sido desarrollado en 2012 (Tarea 4.2). La metodología, el modelo de fiabilidad SNS y los resultados de los análisis realizados se presentaran en la ponencia.

Como resultado del análisis de fiabilidad de los sistemas, se han identificado los sistemas y componentes con mayor impacto en la fiabilidad general del linac SNS. Se han formulado conclusiones y recomendaciones para optimización de diseño y alta fiabilidad para el acelerador lineal MAX- MYRRHA.

Se presentara información general sobre el sistema ADS Myrrha y las actividades actuales del proyecto MAX (Tarea 4.4): el enfoque general de la modelización de fiabilidad del linac para Myrrha, actualmente en curso (metodología, objetivos generales de fiabilidad, aspectos "críticos" de fiabilidad identificados, etc.).

31 - 04

INTERNATIONAL GENERIC AGING LESSONS LEARNED. CONTRIBUCIÓN ESPAÑOLA

J. M.^a Figueras¹, J. M. Fdez-Cernuda¹, J. de D. Sánchez², M. A. Calatayud³, J. Sainero³, Tomas López Vergara⁴, Juan Sabaté⁵, F. Beltrán⁶, G. Esteban⁶, C. Cueto-Felgueroso⁷

¹CSN, ²IBERDROLA GENERACIÓN, ³IBERDROLA INGENIERÍA, ⁴EMPRESARIOS AGRUPADOS, ⁵ANAV, ⁶IDOM, ⁷TECNATOM

La operación a largo plazo de una Central Nuclear, se define como la operación más allá de los límites establecidos por diseño, requisitos reguladores o plazos de licencia, los cuales se definieron teniendo presentes los procesos que limitan la vida y características de las ESC (Estructuras, Sistemas y Componentes).

Operar en estas nuevas condiciones requiere, entre otras, la evaluación y gestión de los procesos de envejecimiento de las ESC a fin de asegurar que los adecuados niveles de seguridad, se mantienen durante el nuevo periodo de operación.

La OIEA lanza el proyecto IGALL (*International Generic Aging Lessons Learned*) con la finalidad recopilar las mejores prácticas existentes y el conocimiento a nivel mundial relativo a programas de gestión del envejecimiento para ESC relacionados con la seguridad, así como establecer a través del IGALL una base común de discusión entre reguladores y operadores con respecto a la implantación de Programas de Gestión del Envejecimiento.

Tomando como base el NUREG 1801 (*Generic Aging Lessons Learned*), la OIEA junto con la contribución de los estados miembros participantes, representados por organismos reguladores, operadores e ingenierías, han elaborado el documento IGALL en el que se han recopilado y homogeneizado las distintas prácticas que actualmente están implementadas en los países participantes y que establecen un marco común en la evaluación y gestión del envejecimiento de las ESCs de una central nuclear. Esta recopilación ha permitido incorporar nuevos componentes pasivos no incluidos en el NUREG 1801, así como componentes activos, los cuales, y en base a la normativa de la NRC, podían ser excluidos. El documento incluye una tabla de revisión de gestión del envejecimiento de estos componentes a nivel mecánico, eléctrico e I&C y civil, relacionando sus potenciales efectos/mecanismos de envejecimiento con los correspondientes AMPs (*Aging Management Program*), así como programas genéricos de TLAA (*Time Limited Aging Analysis*).

31 - 05

R&D AND INNOVATION ELECTRIC UTILITIES CHALLENGES: THE USA EPRI PERSPECTIVE AND THE EUROPEAN HORIZON2020 FRAMEWORK

J. A. Tagle, J. García Martín, M.^a Martín Gómez

IBERDROLA

The paper presents the real challenge for the utilities worldwide to move the scientific and

technological knowledge existing in our hands out of the laboratory and puts it into the market place as rapidly as possible to provide a global electrification needed for a better worldwide life. Six main issues have been identified and each one is confronted with top ten challenges.

The paper analyzes the issues of Long-term operation of future and existing assets, Renewable energies, Zero-emission technologies, Energy Efficiency, Smart grids and cities and Water resources management. The corresponding challenges for each issue are described from both sides the USA utilities perspective and the European strategy. Special emphasis is done in the effort for a future Nuclear Energy renaissance policy.

31 - 06

CENTRO ALTERNATIVO DE GESTIÓN DE LA EMERGENCIA (CAGE). REQUISITOS Y CONSIDERACIONES GENERALES

F. Turrión, M. A. Del Barrio, A. Cobos

IBERDROLA INGENIERÍA

El Centro Alternativo para la Gestión de Emergencias (CAGE) surge como propuesta de las Centrales Nucleares Españolas como consecuencia de los análisis realizados durante el año 2011 en el contexto de las Pruebas de Resistencia y de mitigación de sucesos relacionados con la pérdida potencial de grandes áreas.

El objetivo del CAGE es tener un lugar seguro en el emplazamiento de las Centrales Nucleares que permita realizar la gestión de un accidente más allá de las Bases de Diseño, que implica el abandono de la Sala de Control y del CAT. El CAGE se diseñará con todos los espacios diferenciados destinados a los usos impuestos por la gestión de la emergencia. Además, su diseño soportará las acciones externas postuladas como consecuencia de las Pruebas de Resistencia y asegurará las condiciones necesarias para su habitabilidad adecuada.

Requisitos generales del CAGE:

- Ubicarse en una zona no inundable.
- Situarse a una distancia mínima de 90 metros de los edificios relacionados con la seguridad.
- Diseñarse frente a un sismo superior al de las bases de diseño de la central.
- Disponer del blindaje y la ventilación tales que aseguren unas condiciones de habitabilidad similares a las de la Sala de Control.
- Albergar sistemas de suministro eléctrico y protección contra incendios autónomos, que aseguren el normal uso del edificio sin dependencia de sistemas exteriores.

Para el correcto desarrollo de las funciones del CAGE, habrá de tener las siguientes zonas:

- Zona de salas de reuniones y comunicaciones con el exterior.
- Zona de acceso desde el exterior en accidente, pórticos y vestuarios, oficinas de protección radiológica, zona de descontaminación, servicios médicos y laboratorios.

- Zona de máquinas, grupo eléctrico, HVAC, talleres y almacén de bomberos.
- Zona de descanso y dormitorios, duchas y aseos.

Otros usos en operación normal: salas de reuniones, salas de formación, talleres, oficina auxiliar de recarga, etc.

Resumen: El CAGE permitirá dar soporte a la Organización de Respuesta ante Emergencias, compaginando la continuidad de las actuaciones de mitigación del accidente con el descanso y protección del personal, acomodando dichas ejecuciones en función del estado de la planta y de la evolución de la emergencia.

31 - 07

ACTUACIONES DE MEJORA DE MÁRGENES DE SEGURIDAD POR INUNDABILIDAD EN BARRANCO DE POTXOS Y SU AFLUENTE VAGUADA PARQUE 110 kVA EN LA C.N. ASCÓ

J. Sabater Alloza¹, I. Cobas Machado²

¹ANAV, ²IDOM

Entre los estudios orientados al refuerzo de la Seguridad de ANAV (Stress Tests) se ha evaluado la capacidad de los cauces y canalizaciones del barranco de Potxos y su afluente. Considerando que estos cauces están intervenidos y canalizados, al efectuar la evaluación de sus capacidades, se evidencia que es factible mejorar el margen de seguridad contra inundaciones, motivo por el cual se plantean las actuaciones sobre estos cauces.

El objetivo de los proyectos constructivos previstos es la definición técnica para la construcción de, por una parte, una canalización que permita conducir el caudal correspondiente a la AMP del barranco de Potxos, y por otra, mejorar las condiciones de captación y conducción de aguas de lluvia de la Vaguada del Parque 110 kVA, mediante la construcción de 2 nuevas captaciones y sus correspondientes colectores. De esta forma se mejoran las condiciones de drenaje de los colectores ARMCO existentes en la CN Ascó.

Los proyectos constructivos vinculados a las actuaciones objeto de esta ponencia son dos, uno correspondiente al Barranco de Potxos y el otro relativo a la Vaguada del Parque de 110 kVA. En el caso del Barranco de Potxos, se prevé una nueva canalización que se localiza al costado sur de la CN Ascó. Inicia su trazado a partir de la obra de drenaje existente bajo la carretera C-12, continúa por fuera de las instalaciones de la C.N. Ascó y finalmente desagua en el río Ebro después de cruzar bajo la carretera de acceso a la Central y bajo la vía férrea Madrid - Barcelona, desviándose la mayor parte del caudal hacia la nueva canalización. En el caso de la Vaguada del Parque de 110 kVA, se prevé la mejora de la captación del flujo superficial mediante canales trapezoidales, e incorporar colectores que permitan trasegar la totalidad del caudal captado al tubo ARMCO existente aguas abajo. De este modo, desviando el barranco de Potxos fuera de la CNA se libera al tubo ARMCO existente para conducir las aguas captadas adecuadamente en la Vaguada.

31 - 08

COMUNICACIONES INALÁMBRICAS DE VOZ EN LAS CENTRALES NUCLEARES DE ANAV

J. A. García Busquets, M. Morán Criado

ANAV

Uno de los factores más importantes para una adecuada respuesta a una emergencia es disponer de un eficaz y robusto sistema de comunicaciones interior y exterior. En esta ponencia se describe un sistema de comunicaciones inalámbricas privadas con cobertura

exterior e interior de los edificios del bloque de potencia de las C. N. de Ascó y C. N. de Vandellós para su uso en los períodos de re-carga y operación a potencia.

Con el objeto facilitar la coordinación de trabajos y dar soluciones al refuerzo de los sistemas de comunicaciones, se implanta un sistema de radiocomunicaciones que permite, simultáneamente, comunicaciones de grupo, inter-grupos e inter-redes, en cualquier ubicación / edificio, permitiendo la total movilidad de los interlocutores y posibilitando su uso en entornos con altos niveles de ruido, asegurando la privacidad de las comunicaciones en el entorno del emplazamiento.

Se ha implantado en C. N. Ascó y en fase final de diseño en C. N. Vandellós un sistema de comunicaciones por radio, bajo el estándar ETSI-TETRA. Este es un estándar de mercado de uso común en las redes de emergencia y vigilancia, el cual dispone de tipos de terminales y accesorios adaptables a entornos industriales con condiciones ambientales especiales.

En C. N. Ascó, este sistema da cumplimiento al requisito de proporcionar la efectiva comunicación con el exterior y entre el personal de planta, para una respuesta ante emergencia en caso de incendio, de acuerdo a una instrucción de seguridad del CSN. Y, tanto en C. N. Ascó, como en C. N. Vandellós, da requisito al refuerzo de las comunicaciones interiores, surgido en los "stress test" realizados a consecuencia del evento Fukushima.

31 - 09

SISTEMA DE AREVA PARA MEDIDA DE NIVEL EN LAS PISCINAS DE COMBUSTIBLE USADO

D. De Lorenzo

AREVA

Tras el accidente de la central japonesa de Fukushima y en el marco de las pruebas de resistencia de los reactores nucleares en Europa, se ha constatado la importancia de las piscinas de almacenamiento de combustible usado en caso de accidente severo. La necesidad de comprobar su estado y en especial el nivel de agua que mantienen son de gran importancia para conocer el estado en que se encuentra el combustible.

AREVA en cooperación con VEGA Americas ha desarrollado una solución segura y tecnológicamente muy avanzada para la medida del nivel de las piscinas de combustible gastado. La solución, llamada VEGA Through-Air Radar Spent Fuel Pool Level Instrumentation (SFPLI), se basa en pulsos electromagnéticos que al reflejarse sobre la superficie del agua da una medida del nivel de piscina.

El sistema SFPLI desarrollado por AREVA tiene una fiabilidad probada por la tecnología de vanguardia de VEGA en cuanto a sistemas de radar ampliamente utilizados en la industria convencional, un diseño robusto y muy simple de instalación ya que es el único sistema que no necesita instalar ningún componente dentro del volumen de la piscina ni en el liner, toda la electrónica se instala fuera de zona potencialmente peligrosa, y además presenta una cualificación de seguridad aumentada cumpliendo con la orden EA-12-051 de la NRC. Esta solución es fiable incluso en presencia de humo, vapor de agua, etc, y ha sido demostrada en las instalaciones de pruebas de AREVA Inc en USA. Este sistema ha sido ya contratado por una Utility americana que va a instalar 20 de ellos en sus plantas nucleares en USA.

31 - 10

ANÁLISIS HIDRÁULICO DEL APORTE DE AGUA DE EMERGENCIA A LOS SISTEMAS DE C.N. ALMARAZ AFECTADOS COMO CONSECUENCIA DE LAS INSTRUCCIONES TÉCNICAS COMPLEMENTARIAS EMITIDAS POR EL CSN TRAS FUKUSHIMA

G. Vilar Carmona¹, S. Puertas Muñoz¹, Á. Argüello Tara¹, F. J. Sanz Román²

¹EMPRESARIOS AGRUPADOS, ²CNAT

Derivado del accidente de la C.N. de Fukushima, el CSN ha emitido a C.N. Almaraz una serie de Instrucciones Técnicas Complementarias con el objeto de analizar la necesidad de implantación de mejoras en la central para poder hacer frente a sucesos accidentales fuera de las bases de diseño de la instalación, relacionados bien con sucesos naturales extremos que puedan provocar la pérdida de suministro eléctrico de larga duración o bien con sucesos que puedan provocar la pérdida potencial de grandes áreas de la central.

C.N. Almaraz ha definido una serie de estrategias para aportar agua de emergencia a los distintos sistemas requeridos, empleando para ello equipos de bombeo portátiles y mangueras. Con el objetivo tanto de evaluar la capacidad de aporte de agua de dichos nuevos equipos como de definir las dimensiones de las nuevas conexiones a los sistemas, Empresarios Agrupados ha realizado un conjunto de análisis hidráulicos para dichas estrategias empleando el programa SBAL, recomendado para el equilibrado de grandes sistemas de componentes hidráulicos en régimen estacionario.

Los análisis hidráulicos realizados mediante el programa SBAL han permitido evaluar la capacidad de aporte de agua de emergencia al Sistema de Refrigeración del Reactor, a los Generadores de Vapor, a la Piscina de Combustible Gastado y al Edificio de Contención a través de medios portátiles, empleando como fuentes de suministro de agua diferentes tanques de la central o los Embalses de Arrocampo y Servicios Esenciales.

Gracias a los resultados obtenidos se han dimensionado los nuevos equipos de bombeo portátiles que se prevén emplear. Además, se han definido las dimensiones y características de las nuevas conexiones a realizar en los diferentes sistemas y de las mangueras requeridas para posibilitar el suministro de agua, de forma que se cumpla con los requisitos hidráulicos establecidos para cada una de las estrategias.

31 - 11

MEJORA Y AMPLIACIÓN DE LAS REDES DE DRENAJES DE C.N. TRILLO Y C.N. ALMARAZ PARA HACER FRENTE A LLUVIAS INTENSAS

M. Gavela¹, E. J. Fernandez², I. Font¹

¹EMPRESARIOS AGRUPADOS, ²CNAT

Como consecuencia del incidente del 11 de marzo de 2011 en la central nuclear de Fukushima, y de las actuaciones derivadas del las instrucciones técnicas complementarias del Consejo de Seguridad Nuclear, ITC-1, para hacer frente a sucesos naturales fuera de las bases de diseño, se procedió a realizar un análisis de la red de drenajes de las Centrales Nucleares de Trillo y Almaraz, para valores de precipitación con un periodo de retorno de 10.000 años.

Este análisis derivó en la necesidad de fragmentar la red de drenajes en sectores independientes y aumentar además la capacidad de evacuación de aguas de pluviales en de terminados tramos de las redes existentes, evitando así el eventual encharcamiento de áreas cuando se produzca la mayor intensidad de lluvia supuesta. Adicionalmente, y en el ámbito de las actuaciones derivadas de la ITC-2 para hacer frente a grandes incendios así como otras actuaciones extraordinarias, se consideró la necesidad de construir balsas de retención a las cuales lleguen los efluentes de la red de pluviales y, en su caso, pueda interrumpirse su vertido al medio ambiente, si es que resulta necesario un tratamiento de las aguas.

La realización de los proyectos se ha caracterizado por la dificultad intrínseca relacionada con el grado de ocupación de las instalaciones y servicios tanto en CNA como en CNT, y la necesidad de realizar las obras sin interrumpir la operación normal de las CCNN. Por otro lado, la ubicación de las balsas de retención también ha entrañado ciertas dificultades para localizar una extensión suficientemente grande para retener el volumen de líquidos considerado a una distancia prudente de los puntos de evacuación de las sub-redes de drenajes.

En esta ponencia se incluye la descripción de la configuración de las redes de drenaje y la resolución de las dificultades encontradas a lo largo del proceso de diseño y cálculo de las mismas, así como en el transcurso de las obras realizadas.

SALA 8**Viernes 27 - 09:30 a 11:30 h.****32 - MEDICINA Y SALUD
EN EL ÁMBITO NUCLEAR**PRESIDENTE: **Rafael Herranz**
*H. GREGORIO MARAÑON*COORDINADOR: **Alfredo Brun**
*ENRESA***32 - 01****COMPARACIÓN ENTRE LA METODOLOGÍA
DE RECONSTRUCCIÓN DE ESPECTROS POR
TRANSMISIÓN Y POR DISPERSIÓN, AMBAS
BASADAS EN IMÁGENES TOMADAS POR EPID**B. Juste, R. Miró, A. Jambrina, S. Díez, J.M. Campayo,
A. Santos, G. Verdú**UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE VALENCIA**

Hoy en día se conocen numerosas metodologías para la reconstrucción de espectros fotónicos emitidos por un Linac; algunos de ellos se basan en el análisis de datos de transmisión y otros en el análisis de la dispersión. En este trabajo se comparan los dos enfoques de deconvolución de espectros con el fin de validar experimentalmente su robustez y determinar cuál es la metodología óptima para su aplicación en una rutina clínica de control de calidad.

Ambos métodos estudiados se apoyan en imágenes tomadas con el EPID y generadas cuando el haz de fotones emitido por el Linac incide sobre bloques de plástico. Se ha medido la distribución de la radiación transmitida y dispersada producida por este objeto centrado en el tamaño de campo del haz. Las mediciones se realizaron utilizando un haz de fotones de 6 MeV producido por el acelerador lineal.

Las mismas condiciones de distribución de la radiación también se registró por simulación Monte Carlo para una serie de haces de fotones monoenergéticos de idéntica geometría para ambos casos. Se obtuvieron dos sistemas de ecuaciones lineales para combinar las mediciones poliennergéticas del EPID con los resultados de la simulación de haces monoenergéticos. Se aplicaron técnicas de regularización para resolver los sistemas y de esta manera obtener el espectro de fotones incidente.

Se presenta en este trabajo una comparación entre método de reconstrucción espectral basado en transmisión y la reconstrucción espectral en base a datos de dispersión, que hemos desarrollado utilizando imágenes EPID. Se ha demostrado que los resultados de reconstrucción del espectro obtenidos con el método de transmisión muestran mucho mejor acuerdo con las predicciones teóricas.

32 - 02**DISEÑO E IMPLANTACIÓN DE UN PROGRAMA
DE PROMOCIÓN DE LA SALUD EN UNA
INSTALACIÓN NUCLEAR**A. Durán Pérez;*F. Ramírez Lafita, M.A. Amigó Oliveros,*
*J.M Castellà Castellà***ANAV**

Se entiende por Promoción de la Salud en el Trabajo los esfuerzos conjuntos de los empresarios, los trabajadores y la sociedad en su conjunto para mejorar la salud y el bienestar de las personas cuando trabajan.

Esto se logra mejorando la organización y el entorno laborales, fomentando la participación de los trabajadores en todo el proceso de la Promoción de la Salud, ofreciendo opciones saludables y mejorando el desarrollo personal.

El Plan de Salud Global de la Asociación Nuclear Ascó Vandellós II aie (VIVE SALUD) persigue la implantación de la Promoción de la Salud como herramienta para la capacitación de los empleados en el cuidado integral de su salud, mediante el desarrollo de una serie de programas específicos, adaptados a las necesidades de la población destinataria, dando prioridad a aquellos indicadores de salud más relevantes en cada momento, y haciendo un seguimiento de las nuevas necesidades para adaptar y crear programas eficaces de promoción de la salud en el lugar de trabajo.

Eje Programático del Plan Salud (VIVE SALUD):

- Acciones de promoción de la salud y calidad de vida.
- Acciones de prevención de los riesgos individuales.
- Acciones de vigilancia en salud y gestión del conocimiento.
- Acciones de gestión integral para el desarrollo operativo y funcional del Plan de Salud

Elementos del programa:

- Diseño.
- Promoción del programa.
- Encuesta de salud.
- Desarrollo de los diferentes programas-actividades.
- Evaluación de resultados.

El programa VIVE SALUD, está diseñado para su implantación en cinco años, 2011-2016, actualmente estamos en la fase de valoración de los resultados de la encuesta de salud y de desarrollo de diferentes programas concretos. Los resultados se podrán valorar en 2016 en el nuevo pase de la encuesta de salud.

32 - 03**RESTAURACIÓN DE IMÁGENES MÉDICAS CON
DIFERENTES TIPOS DE RUIDO**M.^a G. Sánchez¹, V. Vidal², G. Verdú², P. Mayo²,
F. Rodenas²

¹INSTITUTO TECNOLÓGICO DE CD. GUZMÁN, MÉXICO.
⁽²⁾ UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

Las imágenes obtenidas por rayos X o tomografía computarizada (CT) en condiciones adversas pueden estar contaminados con ruido que puede afectar la detección de enfermedades. Un gran número de técnicas de procesamiento de imágenes (filtros) se han propuesto para eliminar el ruido. Estas técnicas dependen del tipo de ruido presente en la imagen. En este trabajo se propone un método que combina el concepto de peer group con un filtro difusivo no lineal, diseñado para reducir el ruido gaussiano, impulsivo y

speckle por separado o combinado en una imagen de una mamografía.

El objetivo de este trabajo es diseñar un filtro para eliminar el ruido de manera eficiente, sin tener la información inicial sobre el tipo de ruido que puede estar presente. Se propone el filtro para reducir el ruido gaussiano, impulsivo y speckle en una imagen de forma separada y combinada. Este filtro, llamado PGFDNL, combina un filtro de difusión no lineal con el peer group y la métrica fuzzy. Para evaluar el rendimiento del filtro, utilizamos imágenes de la mamografía de la base de datos mini-MIAS.

En este trabajo se presentan los resultados obtenidos mediante la aplicación del método PGFDNL y son comparados con los métodos PGFM y FDNL para eliminar el ruido impulsivo, gaussiano y speckle en una mamografía obtenida de la base de datos mini-MIAS. Si la imagen contiene solamente ruido impulsivo, la mejor técnica es PGFM, aunque el método PGFDNL proporciona resultados similares. Si la imagen contiene solamente ruido gaussiano o speckle, la mejor técnica para eliminar el ruido ha sido el método FDNL, seguido de cerca por el método PGFDNL. Cuando la imagen contiene una combinación de ruido, el método PGFDNL es mejor con respecto a los otros métodos. Llegamos a la conclusión de que el PGFDNL es el mejor método cuando no hay información acerca de la naturaleza del ruido y obtiene un buen rendimiento en la mayoría de los diferentes tipos de ruido.

32 - 04

UNA IMPLEMENTACIÓN EFICIENTE DEL PROCESO DE RECONSTRUCCIÓN ITERATIVA DE IMÁGENES CT BASADA EN GPUs

V. Vidal, Liubov A. Flores, P. Mayo, F. Rodenas, G. Verdú

UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

En la Tomografía Axial Computarizada (TAC), los métodos iterativos son más apropiados para la reconstrucción de imágenes con mayor contraste y precisión utilizando un menor número de proyecciones y en condiciones considerables de ruido en la imagen. Sin embargo, en la práctica estos métodos no suelen utilizarse debido al alto coste computacional de su implementación. Por esta razón, las herramientas de Computación de Altas Prestaciones que pueden distribuir y ejecutar tareas de cómputo de una forma efectiva y eficiente están tomando popularidad en estas técnicas. Más concretamente, las unidades gráficas de procesamiento (GPUs) pueden explotarse logrando una reducción considerable en el coste computacional manteniendo la precisión en la reconstrucción de las imágenes.

El método más utilizado actualmente en escáneres es el de retroproyección filtrada (FBP). Existen diversas implementaciones para GPUs de dicho método en la literatura de la tomografía computacional. Sin embargo, los métodos basados en la transformada de Fourier requieren un conjunto de proyecciones completas que no siempre es posible y no proporcionan una reconstrucción óptima en algunas condiciones de ruido. Para estos supuestos los métodos iterativos se comportan mejor que los métodos analíticos.

Los métodos iterativos se usan ampliamente en medicina nuclear (gamma-cámaras, SPECT, PET), pero no son muy utilizados en TAC. La principal razón es que el conjunto de datos en TAC que se debe manipular es mucho más grande que en la medicina nuclear y la reconstrucción iterativa se hace muy costosa computacionalmente.

El estudio de técnicas de aceleración de los métodos iterativos de reconstrucción es un área de investigación activa y la resolución de la imagen a reconstruir sigue siendo un problema abierto. En un previo trabajo, se propuso el uso de la librería de software

computacional PETSc (*Extensive Toolkit for Scientific computation*) para facilitar el trabajo y acelerar el proceso de reconstrucción utilizando un multiprocesador. En este trabajo, el objetivo es mostrar las ventajas de la utilización de las tarjetas GPUs, mediante una implementación en CUDA del programa, en la reconstrucción de imágenes logrando una mayor resolución sin pérdida de calidad. Se presenta la descripción y validación del nuestro algoritmo basado en la utilización de GPUs.

32 - 05

ESTUDIO OFTALMOLÓGICO EN TRABAJADORES EXPUESTOS A PVD V.S. TRABAJADORES NO EXPUESTOS A PVD

Unidad Básica de Salud

ENRESA

Estudio oftalmológico de la población laboral del A.C. de R.B.M.A. "El Cabril"-ENRESA, dentro del marco de la Vigilancia de la Salud, uno de los instrumentos que utiliza la Medicina del Trabajo, para controlar y hacer el seguimiento de la repercusión de las condiciones de trabajo, sobre la salud de la población trabajadora, en este estudio en concreto, expuesta o no, al factor de riesgo concreto (PVD's).

Se trata de un trabajo epidemiológico Descriptivo de tipo "Estudio Ecológico Transversal", con el objetivo de aplicar dicho estudio, no sólo a la población expuesta a PVD's, según el R.D. 488/97, en el contexto de los exámenes de salud específicos, también ampliarlo a la población no expuesta. El alcance del trabajo, es poder cuestionar la falacia ecológica de este tipo de estudio y en este contexto especial, utilizando distintos grupos de trabajadores, en el ámbito de la exposición o no, al riesgo laboral objeto del examen de salud específico.

El estudio oftalmológico ha sido realizado sobre una muestra de 104 trabajadores. Se establecieron los siguientes grupos de estudio: Edad, Sexo, T.E. a R.I. y riesgos de contaminación radiactiva, no T.E., expuestos a PVD's y no expuestos a PVD's (en las 3 categorías que establece el R.D. 488/97). El estudio se basó principalmente en la valoración de la Presión Intraocular, el Examen Biomicroscópico, valoración del Fondo de Ojo y la Agudeza Visual. En todos estos apartados, el resultado de anomalías han sido mayor en los trabajadores expuestos a PVD's que en los no expuestos, a excepción del examen Biomicroscópico, donde observamos como en el grupo de no expuestos, el porcentaje de alteraciones es mayor que en los expuestos (34%/20%). Otro dato importante hallado, es el menor porcentaje de mujeres (sin diferenciar otro grupo de estudio entre ellas) con hallazgos patológicos oftalmológicos, frente a los hombres. Estos dos últimos puntos pendientes de estudio para detectar una posible falacia ecológica o variable de confusión.

32 - 06

ANÁLISIS DE MATERIALES EMPLEADOS EN DETECTORES FLAT PANEL MEDIANTE EL MÉTODO DE MONTE CARLO PARA LA OBTENCIÓN DEL ESPECTRO DE RAYOS X

F. Pozuelo, A. Querol, S. Gallardo, J. Ródenas, G. Verdú

UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

Conocer el espectro primario de rayos X es muy importante en el Control de Calidad de los tubos de rayos X, permitiendo reducir la dosis impartida a los pacientes así como mejorar la calidad de

la imagen obtenida. Existen distintos materiales centelleadores empleados en detectores flat panel que presentan una respuesta distinta en el rango energético de radiodiagnóstico.

En este caso, se emplea el código MCNP5, basado en el Método de Monte Carlo, para obtener el espectro de rayos X teniendo en cuenta las características del tubo. Esto permite determinar con qué material centelleador se obtiene una reconstrucción más aproximada del espectro de Rayos X, lo que podría suponer una mejora aplicable al control de calidad de los tubos de Rayos X siendo incorporado como medida complementaria a las ya existentes.

Los espectros se han simulado para distintos materiales centelleadores, Selenio amorfo, GOS, Yoduro de mercurio, Teluro de Cadmio y Yoduro de Cesio y se han comparado con sus respectivos teóricos, extraídos del catálogo IPEM-78 tras aplicar diferentes métodos de reconstrucción. El método MTSVD presenta mejores resultados que otros como Tikhonov. La comparación permite determinar que existe un efecto a tener en cuenta en la matriz de respuesta obtenida, así como en la curva de dosis, en función del material centelleador. Se observa como el Selenio amorfo a pesar de su baja eficiencia en comparación con el resto de materiales permite una mejor reconstrucción del espectro. Esto se debe a la ausencia de discontinuidades tipo borde K para el Selenio amorfo en el rango energético estudiado.

32 - 07

RECONSTRUCCIÓN DEL ESPECTRO DE RAYOS X UTILIZANDO UN DETECTOR FLAT PANEL

S. Gallardo, Belén Juste, Fausto Pozuelo, Andrea Querol, José Ródenas, Gumersindo Verdú

UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

La obtención del espectro primario de Rayos X permite determinar la calidad de un haz de fotones pero esto presenta una gran complejidad debido al efecto "pile up" en el detector. Con el fin de reducir la fluencia en el detector se emplea un material atenuante entre el tubo y el detector flat panel. En este trabajo se compara la reconstrucción de espectros entre 50 y 70 kVp obtenidos de forma experimental y mediante el código basado en el método de Monte Carlo, MCNP5.

La metodología seguida en el trabajo se basa en la reconstrucción del espectro mediante métodos matemáticos a partir de la curva de dosis en profundidad en una cuña de metacrilato y recogida en un flat panel. La reconstrucción del espectro podría suponer una mejora dentro de los controles de calidad de tubos de rayos X al permitir una estimación, más próxima a la real, de la dosis impartida a los pacientes.

Existe una estrecha relación entre la curva de dosis en profundidad en el eje central de la cuña de metacrilato y el haz de fotones emitido por el tubo de rayos X. Dicha relación, se basa en la teoría de que la curva de dosis en profundidad puede expresarse como la superposición lineal de las contribuciones de un continuo de haces de fotones monoenergéticos, cada uno ponderado por la fluencia de fotones en cada rango de energía. En este trabajo se ha comparado la reconstrucción de los espectros obtenidos experimentalmente y los simulados mediante MCNP5. En el caso experimental, el uso del software Piranha permite convertir la escala de grises obtenida en la imagen a valores de dosis para la reconstrucción del espectro. En ambos casos las matrices respuesta han sido normalizadas y se han comparado los espectros con los obtenidos del IPEM 78, observándose que la reconstrucción mediante MCNP5 presenta mejores resultados en general que la experimental y en particular para el rango entre 50 y 70 kVp.

32 - 08

LA VIGILANCIA DE LA SALUD EN EL PLAN DE DESMANTELAMIENTO Y CLAUSURA DE LA CENTRAL NUCLEAR JOSE CABRERA (2010-2012)

M. García Martínez

MEDYCSA

Resumen de las actividades desarrolladas en materia de Vigilancia de Salud por la Unidad Básica de Salud del Plan de Desmantelamiento de la Central Nuclear José Cabrera entre el período de 2010 y 2012.

El objetivo la ponencia es informar sobre las actuaciones realizadas por esta Unidad Básica de Salud durante el período comprendido entre los años 2010 y 2012 y los resultados sobre la salud de los trabajadores.

Se informará sobre:

- La emisión de aptitudes clínico - laborales
- Actuaciones realizadas
- Riesgos más frecuentes
- Simietralidad laboral
- Datos de Salud
- Planificación Preventiva

32 - 09

EL PROYECTO MARR. MATRICES DE RIESGO EN RADIOTERAPIA

M.L. Ramírez Vera¹, A. Pérez Mulas¹, J. Vilanova Ciscar¹, C. Prieto², J.M. Delgado Rodríguez³, Carmen Alvarez¹, M. Rodríguez

¹CSN, ²H. CLÍNICO SAN CARLOS, ³H.U. 12 DE OCTUBRE

La práctica de la radioterapia es un proceso complejo que implica a un grupo multidisciplinario de profesionales en diferentes etapas, que no está exento de riesgos al exponer al paciente a los efectos de radiaciones ionizantes. El Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), en su función de cooperación con las autoridades sanitarias en los aspectos de protección radiológica del paciente se ha propuesto como objetivo promover e impulsar la realización de los análisis de riesgo en los servicios de radioterapia de nuestro país a través del Proyecto MARR (Matrices de Riesgo en Radioterapia).

El Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), en su función de cooperación con las autoridades sanitarias en los aspectos de protección radiológica del paciente se ha propuesto como objetivo promover e impulsar la realización de los análisis de riesgo en los servicios de radioterapia de nuestro país a través del Proyecto MARR (Matrices de Riesgo en Radioterapia).

El objetivo de este proyecto es compartir con las sociedades profesionales y los servicios de radioterapia el conocimiento adquirido por el CSN durante la participación en los proyectos del Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores (FORO) sobre Análisis Probabilístico y Matrices de Riesgo aplicadas a la práctica médica de radioterapia en la que se implicaron las dos Direcciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica.

Este proyecto representa la extensión de metodologías aplicada en sector nuclear a otras prácticas radiológicas como es la radioterapia. Así, el CSN se propone promover la metodología de matrices de riesgo como una eficaz herramienta de manejo del riesgo y por tanto para incrementar la seguridad del paciente en la práctica de radioterapia.

El proyecto se realizará en dos fases. La primera consiste en la formación en la metodología de matrices y su aplicación a un grupo reducido de servicios de radioterapia. La segunda fase incluye el desarrollo de una guía metodológica que facilite la aplicación de las matrices de riesgo.

SALA 3**Viernes 27 - 09:30 a 11:30 h.****33 - NUEVOS REACTORES (II):
NUEVOS REACTORES
EN CONSTRUCCIÓN**PRESIDENTE: **Pablo León**
ENDESACOORDINADOR: **Ignacio Martínez Gozalo**
IBERDROLA INGENIERÍA**33 - 01****ESTUDIO DE VIABILIDAD PARA LA IMPLANTACIÓN
DE UN REACTOR MODULAR DE AGUA LIGERA
DE MENOS DE 200 MWe EN EUROPA**

A. Armas, V. Saucedo, A. Gómez, I. Martínez Gozalo

IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN

Los reactores modulares tienen un potencial elevado para suministrar energía de origen nuclear, no sólo en emplazamientos aislados sino instalados en grandes redes de distribución. Iberdrola Ingeniería y Construcción, en colaboración con algunos tecnólogos, está desarrollando un análisis de viabilidad para la implantación de estas tecnologías en Europa, como alternativa a las tecnologías actuales con potencias superiores a los 1000 MWe por unidad.

Se trata de analizar la viabilidad de emplazamientos para centrales con una capacidad instalada de más de 1000 MWe, compuestos por pequeñas unidades modulares con potencias del orden de 200 MWe, así como sus ventajas e inconvenientes frente a emplazamientos similares con un único reactor. Así mismo, se analiza también la viabilidad de sustituir centrales fósiles convencionales de potencia alrededor de los 400 MWe por estas tecnologías, considerando los plazos de proyecto, una vez licenciado, frente a los de una planta fósil, así como los costes asociados.

La hipótesis básica del análisis es considerar únicamente reactores modulares de agua ligera (LWR) y combustible con un grado de enriquecimiento similar al utilizado en las centrales actuales LWR, para no introducir condicionantes en el licenciamiento significativamente diferentes a estas que pudieran alargar el proceso.

El análisis de la viabilidad técnica y comercial de esta tecnología pasa por demostrar un proceso de licenciamiento no más largo que el empleado en una nueva central convencional LWR de potencia mayor de 1000 MWe, así como la implementación de las lecciones aprendidas de Fukushima en cuanto a autonomía de la central, diversidad y defensa en profundidad. Un aspecto adicional importante es analizar la construibilidad, verificando la viabilidad de un plazo de construcción significativamente más corto que el de las plantas estándar, con unos riesgos de proyecto asociados menores.

Desde el punto de vista económico, se analizan los costes de generación de esta energía, en comparación con los del resto del pool eléctrico, así como los costes de financiación asociados.

33 - 02**DESARROLLO DE LA CADENA DE SUMINISTRO
PARA EL PROYECTO DE OL4**

I. Martínez Gozalo, A. Armas García

IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN

Iberdrola Ingeniería y Construcción (IEC) está desarrollado para distintos tecnólogos la cadena de suministro para la implantación de nuevos reactores nucleares en Finlandia y el Reino Unido.

La presente ponencia describe la metodología, requisitos y el desarrollo de la cadena de suministro aplicada a los nuevos proyectos nucleares existentes en Europa.

El desarrollo de la cadena de suministro de una nueva central, en un entorno país seguro, pero al mismo tiempo con unos requisitos regulatorios, de diseño, suministro y calidad muy elevados supone uno de los principales retos para desarrollar exitosamente el proyecto de una nueva planta, considerando unos plazos de construcción de 5 años y la tecnología "Open Top" y modular.

33 - 03**PRISM: A SPECTRUM OF SOLUTIONS**

David J Powell

GE-HITACHI

PRISM is a breakthrough technology that allows the world to make significant inroads into safely and securely closing the nuclear fuel cycle and address some of the common environmental concerns that have existed in the nuclear industry for some time. The PRISM core utilizes fast fission of metal fuel, which enables it to use a wide variety of materials - uranium, plutonium, and all other transuranic. With this robust fuel capability, PRISM can recycle used nuclear fuel or plutonium whilst producing large amounts of additional nearly emission and carbon-free electricity to the grid. The flexible application of PRISM enables a range of specific solutions and several are under consideration today. This paper will present and discuss the steps being taken to meet these specific applications.

33 - 04**AP1000® PLANT RESPONSE TO STATION BLACKOUT**

S. M. Díaz Aguado, Á. Ruiz Santos

WESTINGHOUSE ELECTRIC SPAIN

In the contest of global Licensing and Adequacy of AP1000 Projects in different Regulatory Environments, as well as the development of Bids to International Projects, a group of Westinghouse Electric Spain Engineers have been working on regular basis with AP1000 Plant Integration Group and EMEA marketing representatives. One of the most worldwide wished features of AP1000 NPP design is its Passive Capabilities and grace time to cope with Station Blackout Events.

The Objective of the following Presentation is to provide a brief but complete overview of AP1000 plant to a Station Blackout (SBO) Event: Core cooling, inventory, and reactivity control, Containment Cooling and ultimate heat sink, as well as other needed safety functions, proving the robustness of its design.

AP1000 Ultimate Heat Sink (UHS) is the atmosphere. In a (SBO) reactor trips control rods are inserted by gravity upon loss of power. Passive Residual Heat Removal Heat Exchanger is automatically placed in service by opening one of its "fail open" valves and natural circulation cooling begins. Then decay heat is transferred to the cooler water in the In-Containment Refueling Water Storage Tank (IRWST). As IRWST begins to steam and release energy to the Containment. Passive Containment Cooling is automatically actuated by opening (fail open) valves of the Passive Containment Cooling Water Storage Tank (PCCWST), with enough water to enhance heat transfer to UHS for 72 hours. Water is available in spent fuel pool for 72h. Banks of safety-related batteries power vital Direct Current (DC) loads for 72 hours. With small operator actions and due to its designed connections AP1000 can prolong its response to SBO up to 1 week and beyond both with inside or portable equipment brought to be connected to its safety connections.

33 - 05

VERIFICACIÓN DEL ÁRBOL DE SUCESOS DE SECUENCIAS DE ROTURA DE LA LÍNEA DE INYECCIÓN DIRECTA A VASJA PARA EL REACTOR AP1000 CON EL CÓDIGO TRACE

J. Montero, C. Queral Salazar, J. González Cadelo

UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID

El análisis de las secuencias del APS del reactor AP1000 se realizó mediante el código MAAP. Este tipo de código termohidráulico permite realizar la simulación de secuencias con un bajo coste computacional al mismo tiempo que un grado de fiabilidad aceptable. Sin embargo, el uso de códigos best estimate permite un conocimiento más detallado de la fenomenología de dichas secuencias y una verificación del estado final en las secuencias de bajo margen.

En este trabajo se han revisado los iniciadores que más contribuyen a la frecuencia de daño al núcleo en el reactor AP1000 y se ha seleccionado el más importante, que corresponde a las secuencias de rotura de la línea de inyección directa a vasija. Posteriormente se ha reproducido el árbol de sucesos de DVI a corto plazo mediante la simulación de todas las secuencias con un modelo del reactor AP1000 para el código TRACE.

Los resultados obtenidos permiten confirmar la capacidad del código TRACE para simular secuencias accidentales de este tipo de reactores avanzados donde los sistemas de salvaguardia son todos ellos pasivos y así mismo verificar los resultados obtenidos previamente con MAAP. En todas las secuencias simuladas se ha obtenido el mismo estado final de éxito o daño que en el árbol de sucesos original.

33 - 06

SIMULACIÓN 3D DE LA DESCARGA TÉRMICA PARA UNA NUEVA CENTRAL NUCLEAR EN REINO UNIDO MEDIANTE SOFTWARE DE CÓDIGO LIBRE MOHID

J. L. Sáenz Temiño, J. Lerones Martín, J. González Delgado

IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN

Previa a la implantación de una nueva central nuclear, y más concretamente relativo al diseño de su foco frío, atañe a la viabilidad del emplazamiento la determinación de las posiciones de descarga al

mar; tanto para el cumplimiento de la normativa medioambiental como por la optimización de las estructuras que intervienen.

Establecidas las condiciones de contorno del emplazamiento seleccionado, y escogida la refrigeración directa al mar mediante túneles para toma y descarga, se ha completado el modelo hidrodinámico local. Una vez calibrado y validado, se ha procedido a determinar la posición óptima de las estructuras de descarga teniendo en cuenta los diferentes escenarios a simular (número y tipo de reactores) y la regulación medioambiental aplicable en Europa y particularmente en Reino Unido.

Se ha analizado para los escenarios de 1 ó 2 reactores EPR y 1, 2 o 3 reactores AP-1000 la configuración óptima en cada caso, obteniéndose las siguientes conclusiones principales:

- La distancia mínima a la costa, independientemente del número y tipo de reactores debe ser de al menos 2 km, asegurando de este modo una correcta dispersión, así como la temperatura del agua en la toma.
- Para dos o más reactores la configuración que permite una dispersión óptima es aquella en la que los túneles de descarga formen un ángulo, generalmente entre 25 y 35 grados, siendo además el incremento de longitud de los túneles igual o menor a una configuración de túneles en prolongación o descarga común.
- Delimitación de las áreas de descarga sobre las cuales se requerirían estudios de campo para futuros estudios en detalle evitando así la necesidad de analizar todo el fondo marino en las proximidades del emplazamiento.

33 - 07

ELABORACIÓN DE ESTUDIOS DE VIABILIDAD DE CENTRALES NUCLEARES

R. Andújar Sagredo

EMPRESARIOS AGRUPADOS

El estudio de viabilidad se encuadra dentro de los trabajos previos a la adquisición de una nueva central nuclear. Se trata de un proceso clave para reducir los riesgos asociados a la construcción de la central.

EEAA ha participado en los estudios de viabilidad para la quinta unidad de la C.N. de Dukovany (Rep. Checa) en 2011 y la nueva unidad de la C.N. de Bohunice (Eslovaquia) en 2012, en consorcio junto con varias compañías locales.

El estudio de viabilidad se ha estructurado en siete áreas principales de análisis:

- Evaluación de tecnologías, emplazamiento, estructura del contrato, gestión de proyecto, planificación, financiación y análisis económico.

De todas las áreas de análisis se extraen las conclusiones principales que permiten a la compañía eléctrica tomar la decisión de continuar con el proyecto identificando los principales riesgos a los que se va a enfrentar a lo largo del mismo.

El trabajo de EEAA en estos proyectos se ha centrado principalmente en la evaluación de tecnologías, estructura del contrato y gestión del proyecto. Esta ponencia versará sobre el primer tema, la evaluación de tecnologías.

Para la evaluación de tecnologías se cuenta con información de plantas estándar de diferentes tecnólogos a los que previamente se les ha hecho llegar el documento RFI (request for information) dónde se identifican las áreas para las que se requiere información, además de proporcionarle los requisitos básicos del cliente y una aproximación tanto del emplazamiento como de la legislación aplicable.

Las principales conclusiones que se extraen de la evaluación de tecnologías tales como la compatibilidad con el emplazamiento o la dificultad de licencia, se tendrán en cuenta para minimizar los riesgos desde una fase temprana de proyecto.

33 - 08

DISEÑO SISMICO DE UN PANTALAN CLASE NUCLEAR PARA EL EPR DE FLAMANVILLE 3

H. Dumas, J. Guirao, J. Polo, J. Zornoza, J. I. Díaz

IBERDROLA INGENIERIA Y CONSTRUCCION

IIC participa desde hace 6 años en 5 proyectos sobre el EPR de Flamanville 3, tanto en la isla nuclear como en la isla convencional y la estación de bombeo.

Dentro del alcance del proyecto EPC de la filtración del agua de circulación para los sistemas de emergencia, IIC ha diseñado, fabricado e instalado un pantalán clase nuclear que sirve como primera barrera de filtración para hidrocarburos y grandes cuerpos flotantes.

El pantalán, situado en la cara exterior de la casa de bombas de Flamanville 3, debe servir como primera barrera de filtración para hidrocarburos y grandes cuerpos flotantes. Adicionalmente, dicho componente es clase sísmica 2, es decir que no puede agredir a otros equipos clase situados aguas abajo del mismo. La única forma de garantizar el respeto de dicha exigencia, es demostrar por cálculo que el pantalán permanece íntegro en el peor caso de carga.

El diseño del pantalán se ha realizado a partir de una guía de cálculo específica para el diseño de pantalanes para puertos deportivos.

Dicha guía no permite tener en cuenta las cargas sísmicas sobre los equipos. Para poder incluir dichas cargas, que son determinantes para la validación del componente, se ha realizado un modelo de elementos finitos con ANSYS R11. Dicho modelo ha sido utilizado para obtener los esfuerzos y momentos en las diferentes piezas de la estructura del pantalán generados por las acciones sísmicas.

A partir de los resultados de dicho modelo, ha sido posible completar el diseño mecánico del pantalán basándose en la guía antes citada y que permite garantizar la integridad del componente en cualquier de las condiciones de explotación.

Adicionalmente, el cálculo valida también los anclajes de las guías del pantalán a la obra civil, así como la flotabilidad y estabilidad de éste.

33 - 09

SUMINISTRO DEL SISTEMA DE TRATAMIENTO DEL AGUA DE CONTRA-LAVADO DE LOS SISTEMAS DE FILTRACIÓN DE LA CASA DE BOMBAS PARA EL EPR DE FLAMANVILLE 3

B. Cubian, H. Dumas, J. Zornoza, J. I. Díaz

IBERDROLA INGENIERIA Y CONSTRUCCION

IIC participa desde hace 6 años en 5 proyectos sobre el EPR de Flamanville 3, tanto en la isla nuclear como en la isla convencional y la estación de bombeo.

Dentro del alcance del proyecto EPC de la filtración del agua de circulación, IIC ha diseñado, fabricado e instalado un sistema de tratamiento del agua de proveniente de la limpieza de los filtros de cadenas y los tambores filtrantes del sistema de agua de circulación, y su posterior envío al retorno del agua de circulación.

El sistema de tratamiento está compuesto de 3 cestones que realizan una filtración de la mayoría de los residuos de limpieza de los filtros de cadenas y los tambores filtrantes; y de 2 bombas de tornillos, de 15 metros de largo que sirven para elevar el agua de limpieza parcialmente filtrada al retorno del agua de circulación. Al tratarse de agua cargada con los elementos filtrados por los equipos de la casa de bombas, y pese a la filtración parcial realizada por los cestones, es necesario que el bombeo se realice con bombas de tornillo.

El objeto del proyecto es suministrar, llave en mano, un sistema que permita filtrar y recuperar los residuos provenientes de la filtración del agua de circulación y de servicios esenciales, así como enviar el agua que vehicula dichos residuos al retorno del agua de circulación para su evacuación al mar.

El sistema propuesto consta de 3 cestones, uno de los cuales está en posición de filtración y recuperación de residuos, mientras que otro está en posición de espera. Cuando el cestón se llena se evaca para tratamiento de los residuos y se lleva el segundo a posición de filtración y el tercero a posición de espera.

En el caso de las bombas de tornillos, se trata de 2 equipos que permiten bombear el 100% de caudal cada uno, y que disponen de una lógica de control que permite repartir el funcionamiento entre ambas, así como hacerlas funcionar a la vez en caso de llegada de un caudal superior.

33 - 10

CLINCH RIVER, A CHALLENGE FOR THE FIRST SMALL MODULAR REACTOR

M. Miles¹, A. Azad²

¹GENERATION MPOWER LLC, ²BABCOCK & WILCOX CORPORATION

Traditional trends in nuclear power plant (NPP) design have led the industry to very large, complex projects often times too expensive to deploy. Generation mPower is a joint company of two respected leaders in reactor design and NPP construction – with advanced activities to support the design, development, licensing, and deployment of the world's first commercially viable Gen III+ LW PWR Small Modular Reactor. The presentation will highlight the status of the design, update the status of our launch project at the Clinch River site near Oak Ridge, Tennessee, USA, and make the economic case why going small will work.

SALA 11**Viernes 27 - 09:30 a 11:30 h.****34 - FORMACIÓN**

PRESIDENTE: Jaume Cirera
AN ASCÓ-VANDELLÓS II

COORDINADORA: Patricia Mayo
GRUPO DOMINGUIS

34 - 02**DOCTORAL EDUCATION IN NUCLEAR SCIENCE AND TECHNOLOGY IN SPAIN AS AN IMPORTANT PRIORITY FOR THE FUTURE**

E. Mínguez

UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID

Doctoral education is in general a major priority for most of the European universities. This higher education in the context of the Bologna Process means the first stage of the career for young researchers, according to the European Higher Education and Research Areas, as it was first highlighted in the 2003 Berlin Report.

The core component of doctoral training is the advancement of knowledge through original research. Considering the need for structured doctoral programmes and the need for transparent supervision and assessment. It has been observed that the normal workload of the third cycle in most countries would correspond to 3-4 years full time. This is spirit of the new Spanish Doctoral Law.

Then, universities should ensure that their doctoral programmes promote interdisciplinary training and the development of transferable skills, thus meeting the needs of the wider employment market. We need to achieve an overall increase in the numbers of doctoral candidates taking up research careers as early stage researchers and also increase the employability as a normal way as it is the case of most of the advanced countries.

In this paper, it is analyzed the past and present experiences in the doctoral studies in Spain, its relationship with other universities around the world. It is also observed the need of doctors in both research and professional work, and the financial support from the Spanish nuclear industry, in comparison with other countries with similar nuclear power installed.

34 - 03**NUEVO PROGRAMA DE FORMACIÓN INICIAL PARA EL PERSONAL DE INGENIERÍA EN ANAV**

D. González Rabasa

ANAV

El proceso de cualificación del personal de ingeniería en ANAV, tal y como establece la instrucción de seguridad IS-12 del Consejo de Seguridad Nuclear, define para cada puesto de trabajo unos requisitos mínimos de titulación, experiencia y formación.

La formación requerida para un determinado puesto de trabajo en ANAV se divide en tres bloques:

- Formación inicial común
- Formación inicial específica del puesto
- Entrenamiento en el puesto de trabajo.

La formación inicial común para personal de ingeniería proporciona al alumno conocimientos generales de componentes, física nuclear, protección radiológica, sistemas de planta y, en algunos casos, prácticas de operación en simulador de alcance total. Esta formación se complementa con la inicial específica del puesto, que aborda las funciones específicas de cada puesto de trabajo. Por último, el entrenamiento en el puesto de trabajo consiste en la ejecución tutelada de las tareas del puesto.

En el caso de ingeniería se ha detectado una importante área de mejora en el modelo descrito, consistente en proporcionar a la formación inicial común un enfoque ingenieril en lugar del actual enfoque operacional. Así, se ha diseñado un plan de formación

34 - 01**LA FORMACIÓN DE INGENIEROS Y DISEÑADORES EN EL SECTOR NUCLEAR. RETOS Y EXPERIENCIAS**

M. Sarti Fernández

CT3 INGENIERÍA

La especialización de formar Ingenieros Nucleares para acometer tareas de Proyecto de nuevas instalaciones nucleares es una tarea difícil por ser una actividad de menor demanda que en otros campos de las grandes instalaciones industriales y de un desarrollo profesional de vida larga frente a las grandes oportunidades que ofrecen en otros campos. El relevo generacional es una necesidad que compete a todos los actores del Sector Nuclear y España viene realizando un meritorio esfuerzo que debemos resaltar.

En CT3 Ingeniería dedicamos un esfuerzo muy significativo para lograr disponer de personal de nueva incorporación al mundo laboral, debidamente entrenados y CERTIFICADOS para poder desempeñar tareas de Ingeniería y Diseño en diversos ámbitos debidamente supervisados por profesionales que denominaremos AGE, (Activos de Gran Experiencia) que colaboran para llevar a cabo un relevo generacional sin fracturas ni vacíos.

Nuestro Plan de Formación está proporcionando resultados halagüeños de empleabilidad de jóvenes ingenieros mediante varias líneas de formación y entrenamiento que responden a los análisis más realistas y actuales del perfil de sustitución. La actividad principal, que no única, de nuestro PLAN DE EMPLEABILIDAD Y SUSTITUCIÓN se basa en una acción formativa de más de 500 horas de duración en donde los alumnos han de conocer y practicar una serie de disciplinas indispensables en nuestro esquema, como son el dominio eficiente y profundo de, al menos, uno de los programas 3D de diseño de grandes instalaciones industriales, el conocimiento profundo de un programa de análisis de tuberías, capacidad de diseño "TOTAL" de modificaciones en campo, etc.

Las nuevas herramientas y plataformas de gestión automatizada de la Formación, permiten a las grandes Ingenierías y a las empresas Propietarias sistematizar y valorar objetivamente la realización de Cursos de Especialización por personal de nuevo ingreso.

inicial orientado a personal de ingeniería centrado en las bases y criterios de diseño, procesos claves de ingeniería (determinaciones de operabilidad, evaluaciones de seguridad, gestión de vida, fiabilidad de equipos...), normativa aplicable, etc.

Para elaborar este plan se han tenido en cuenta los estándares INPO recogidos en el ACAD 98-004 rev. 2, un análisis funcional detallado de los distintos puestos de trabajo, las observaciones de managers y supervisores y el feed-back de alumnos que han seguido el plan de formación antiguo, entre otros.

Cabe destacar que el mencionado análisis funcional incluye todas las tareas susceptibles de entrenamiento según el citado ACAD, las funciones definidas para cada puesto de trabajo y el conjunto de procesos y procedimientos de ANAV.

34 - 04

IMPLANTACIÓN DE LOS COMITÉS DE FORMACIÓN EN ANAV PARA LA GESTIÓN DE LA FORMACIÓN Y CONSOLIDACIÓN DE LA METODOLOGÍA SAT

D. Rojo López, R. Díaz Heredia, D. González Rabasa

ANAV

Para que la formación sea lo más efectiva posible y cubra los objetivos deseados: mejorar el desempeño de los trabajadores y abordar las deficiencias observadas mediante la formación, cuando ésta sea la solución, es necesario que esté integrada y se gestione desde los propios departamentos / unidades de la central.

Para ello y siguiendo la metodología SAT, en ANAV hemos constituido los "Comités de Formación" en tres niveles dentro de la organización: Dirección General, Dirección de Central y Unidades Organizativas, con funciones claramente definidas y agenda estándar. Un aspecto esencial de los mismos es que son liderados por los responsables respectivos visualizando de esta manera la implicación de los líderes en la formación.

Cada Unidad, a través de los comités, es la encargada de gestionar la formación de sus trabajadores: planificación, propuesta y revisión de contenidos, medida de la efectividad y tratamiento de deficiencias en el desempeño etc. Para ello tienen un papel fundamental la elaboración y seguimiento de los indicadores de formación basados en el ACAD 02.001 de INPO.

En los comités de Dirección se definen los objetivos anuales de la Dirección de Central relacionados con formación, se revisan los Indicadores y de manera general se observa el seguimiento de los programas de las Unidades.

Dentro de las funciones del comité de Formación de la Dirección General está el establecimiento de la estrategia y definición de las expectativas de formación en ANAV.

34 - 05

MEDIDA DE LA EFECTIVIDAD DE LA FORMACIÓN USANDO LOS CRITERIOS DE ACREDITACIÓN DE INPO EN ANAV

R. Díaz Heredia¹, F. González Áñez²

¹ANAV, ²TECNATOM

La Formación es una herramienta de alto coste que ha de ser usada para mejorar el desempeño de los trabajadores en su puesto de trabajo. Para ello y siguiendo los criterios de INPO marcados en el ACAD-02-001, se ha de medir la efectividad de ésta para demostrar que, efectivamente, se ha mejorado el desempeño.

En ANAV se está siguiendo una aproximación al modelo de Formación de las centrales nucleares acreditadas por INPO siguiendo la metodología Systematic Approach to Training (SAT). Los objetivos 1 (Formación para la mejora del desempeño) y 6 (Evaluación de la efectividad de la formación) de acreditación marcados en el ACAD-02-001 están pensados para medir la efectividad de la formación y que ésta mejore el desempeño de los trabajadores. En ANAV, a través de los Comités de Formación, se ha empezado crear indicadores que midan la efectividad.

Uno de los puntos de las agendas estándar de los Comités de Formación es identificar las necesidades formativas que pueden subsanar las debilidades de los trabajadores a la hora de realizar sus funciones o tareas. Estas debilidades (o gaps) se obtienen del análisis de los resultados de las actuaciones de los trabajadores, bien sea por análisis de la experiencia operativa propia, bien por supervisión directa de sus mandos y supervisores o bien por comentarios de los propios trabajadores e instructores. Una vez se ha identificado un gap en el desempeño, dentro del seno del propio Comité se ha de buscar un indicador que sea objetivo y medible que, calculándolo antes y después de la formación, pueda demostrar que ésta ha sido eficaz (criterio 1.7 de los objetivos de acreditación de INPO). Gracias al seguimiento sistemático de estas agendas, ANAV ha conseguido trabajar para que la Formación de sus cursos específicos mejoren el desempeño de los trabajadores y para ilustrarlo, se presentan varios ejemplos de debilidades detectadas, formación diseñada e indicador de mejora del desempeño.

34 - 06

RealPlant3D COMO HERRAMIENTA PARA LA FORMACIÓN EN EL ENTORNO FÍSICO DE LA PLANTA

M. Sarti Fernández

CT3 INGENIERIA

La limitación de acceso a determinadas zonas de las centrales siempre ha supuesto un problema en la formación y familiarización del personal, tanto propio como de contratistas, con el entorno físico de dichas zonas, habiéndose trabajado tradicionalmente en herramientas de diversa base técnica para mejorar esta formación (aplicaciones multimedia, Realidad Virtual,)

Disponer de un sistema sencillo y económico que permita al usuario acceder a las diferentes zonas de la planta resulta muy interesante para la actividad de formación.

La tecnología Laser 3D permite obtener información métrica y fotográfica de la planta de una forma muy rápida, sencilla y económica. Esta información métrica y fotográfica se puede integrar en el Modelo Fotorrealista, constituyendo una base muy interesante sobre la que implantar el sistema de formación en el Entorno Físico de la Planta.

La ponencia describe las posibilidades que la herramienta RealPlant 3D, desarrollada por CT3 Ingeniería e implantada ya en varias Centrales Nucleares, ofrece para la formación de personal en zonas de acceso limitado.

Esta herramienta, sencilla y económica, permite entre otras funcionalidades/ejercicios:

- Realización de rutas/navegación: acceso-salida, localización de recintos,...
- Identificación de equipos, componentes, recintos,...
- Búsqueda de zonas, equipos, ...
- Planificación de tareas

34 - 07

REVISIÓN DE LOS PLANES DE ENTRENAMIENTO DEL PERSONAL CON LICENCIA DE OPERACIÓN SAT: BENCHMARKING SOBRE EL ANÁLISIS DE TAREAS Y SELECCIÓN DE LOS ENTORNOS FORMATIVOS

J. Iglesias Morán, J. M. Del Cerro, F.J. González Áñez

TECNATOM

El objetivo de la formación basada en la metodología SAT es capacitar al trabajador para el desempeño de las tareas asociadas a su puesto de trabajo, utilizando los medios, entornos y métodos formativos más adecuados que garanticen el proceso de aprendizaje de los conocimientos y habilidades asociados a las tareas.

Actualmente se está llevando a cabo la revisión de los programas de formación del personal con licencia de operación de varias centrales españolas, observándose que la capacitación para dicho personal se ha centrado en el entrenamiento de las tareas asociadas en un simulador de alcance total de la Sala de Control, no tratando de forma sistemática otros entornos de formación como es el entrenamiento en el puesto de trabajo y su correspondiente evaluación.

El principal propósito que se persigue con la revisión de los programas de formación del personal con licencia de operación es establecer un modelo de formación basado en el entrenamiento de las tareas asociadas al puesto de trabajo, siendo éstas las que determinan los objetivos de aprendizaje y los entornos formativos más apropiados. El objetivo de esta ponencia es presentar las conclusiones y posibles acciones de mejora extraídas tras una labor de intercambio técnico con una central nuclear estadounidense, la cual se ha centrado en la metodología a seguir para el análisis y diseño de programas de formación de acuerdo a los estándares de INPO.

34 - 08

DE LA OPERACIÓN AL DESMANTELAMIENTO, LA IMPORTANCIA DE LA FORMACIÓN CONTINUA

J. E. Martín García¹, J. Borque Liñan², R. Escamilla¹

¹GAS NATURAL FENOSA ENGINEERING, ²ENRESA

La C.N José Cabrera ha sido pionera en el desarrollo de la industria nuclear desde sus comienzos hasta su completo desmantelamiento. El sector nuclear sigue considerando a Zorita como una escuela de formación donde se han promovido la implantación de nuevos desarrollos y nueva normativa que, posteriormente se han incorporado a otras centrales de forma natural. Todo esto no hubiera sido posible sin planes de formación que se han ido adaptando a las circunstancias según a evolucionado la planta.

Uno de los retos fundamentales del paso de la operación al desmantelamiento ha sido el cambio de titularidad. Una de las ventajas de la estrategia de desmantelamiento elegida: "Desmantelamiento Inmediato" es que se puede aprovechar el conocimiento de las personas que han trabajado en la etapa anterior. Si al conocimiento de estas personas se les añade el conocimiento del personal procedente de otros desmantelamientos, se produce la sinergia de un grupo multidisciplinar al que hay que formar con un mismo objetivo.

La CN José Carera ha sido la primera central nuclear que finalizó su vida útil de una manera ordenada y programada; de la

misma forma ha sido la primera en realizar una transferencia de titularidad ordenada a ENRESA. Todo el proceso se ha convertido en una referencia valiosa y específica para futuras situaciones de instalaciones nucleares.

Uno de los departamentos claves para que el proceso haya sido un éxito ha sido el departamento de Formación, que en un principio, dependió de Gas Natural Fenosa y después de ENRESA.

Durante la fase de parada y las primeras etapas del desmantelamiento fueron necesarios realizar numerosos cambios en la instalación; no solo en los sistemas sino en la parte organizativa y en el proceso de licencia. Dada la novedad y la diversa naturaleza de los trabajos de desmantelamiento y responsabilidades, ha sido necesario realizar un extensivo plan de entrenamiento.

34 - 09

DESARROLLO POR PARTE DE GNFE DE UNA PLATAFORMA INTERACTIVA PARA FORMACIÓN EN ACRS

J. E. Martín García, J. A. Herrera Navarro, A. Gonzalvo Manovel

GAS NATURAL FENOSA ENGINEERING

Una parte fundamental del sistema de experiencia operativa es el Análisis de Causa Raíz (ACR) de los sucesos e incidentes más importantes. Existen varias metodologías que debido a su complejidad se requiere un entrenamiento y formación extensos que se debe implementar en todos los niveles de la organización. GNFE ha impartido diferentes cursos de formación de Análisis Causa Raíz, en diferentes CC.NN, con un resultado muy positivo. Se observa que, debido a la carga de trabajo del personal de planta y a la extensión de los cursos, se pueden utilizar otros métodos de aprendizaje on-line que complementen a los métodos de aprendizaje presenciales, de forma que se interfiera lo mínimo posible con el trabajo del día a día en planta.

En los últimos años y debido a la revolución de las Tecnologías de Información y Comunicación (TIC) han surgido numerosas iniciativas que actualmente están implantadas en las universidades más prestigiosas del mundo; entre dichas tecnologías destaca MOODLE que es un Sistema de Gestión del Aprendizaje (Learning Management System, LMS) de código abierto ampliamente utilizado y probado.

GNFE está implementando un nuevo sistema de formación on-line en ACR basado en MOODLE. El nuevo sistema de formación desarrollado por GNFE tiene las siguientes ventajas:

1. Adaptación de los temarios aceptados por el CSN.
2. Flexibilidad para los alumnos en la realización del curso, ya que se pueden conectar en cualquier momento y desde cualquier ordenador (365d24h) a través de internet.
3. Control por parte de los tutores de las entradas y del tiempo de dedicación al curso. MOODLE proporciona informes de actividad de cada estudiante, con gráficos y detalles sobre su paso por cada módulo.
4. Soporte on-line para la resolución de dudas.
5. El módulo de tareas es configurable así como la forma de evaluación; impedimento a los alumnos pasar de un temario a otro sin haber superado ciertos objetivos mínimos, mediante la realización de test o pruebas.
6. Además MOODLE ofrece una serie de actividades adicionales muy útiles como: foros, diarios, cuestionarios, materiales, consultas, etc.

34 - 10

THE APPROACH OF BLENDED LEARNING TO COPE WITH E&T NEEDS IN THE FIELD NUCLEAR ENGINEERING IN AN INTERNATIONAL ENVIRONMENT. THE EXPERIENCE OF THE DESIGN AND IMPLEMENTATION OF A DISTANCE PILOT COURSE ON ACCELERATOR DRIVEN SYSTEMS WITHIN FP7 ENEN III PROJECT FRAMEWORK

M. Alonso Ramos¹, E. M. González Romero², J. Sanz Gozalo¹, F. Ogando Serrano¹, Á. Sánchez-Elvira Paniagua¹

¹UNED, ²CIEMAT

In these days Education & Training (E&T) worldwide is redirecting towards the design of a balanced combination of face-to-face and distance teaching, taking advantage of the new tools for Information and Communication Technologies (ICT), in what we know as blended learning. Our University is been devoted to blended learning already for 41 years, and our participation in FP7 ENEN III project gave us the opportunity to offer distance teaching and learning for international E&T in the nuclear field.

The development of ENEN III Training Schemes (TS) highlighted a significant lack of international courses in TS-D: Concepts and Design of GEN IV nuclear reactors. Additionally, no distance course was offered. Our long collaboration UNED-CIEMAT on Accelerator Driven Systems (ADS) and the support of our Instituto Universitario de Educación a Distancia (IUED), experts in online teaching and learning, moved us to develop the full-distance international course *Accelerator Driven Systems for advanced nuclear waste transmutation* within the project framework.

The design, implementation and final survey of the course within our virtual learning platform aLF was very fruitful for ENEN III Project itself and for our experience. We could cope with an E&T need and also show what distance teaching and learning has to offer in this particular environment; mainly flexibility, lower expenses and a borderless environment. 10 ENEN III trainees attended the course: from Finland (LUT, AALTO), Italy (*Politecnico di Torino, Università di Pisa*) and Spain (UPM, Tecnatom and UNED). Video classes recorded in UNED CEMAV studio, online UNED INTECCA Webconference and recorded simulations with Mathematica were the main learning materials, all by Enrique González from CIEMAT. Asynchronous and synchronous communication tools were used. A final examination for online submission following the *learning by doing* philosophy was proposed, and active participation was also evaluated. Lessons learned are extensively explained.

SALAS 4-5 Viernes 27 - 09:30 a 11:30 h.

35 - SEGURIDAD NUCLEAR (III)PRESIDENTE: Patricio O'donnell
ENDESACOORDINADOR: Pedro Fernández Ramos
EMPRESARIOS AGRUPADOS**35- 01****ANÁLISIS DE INCERTIDUMBRES
DE LA SALVAGUARDIA DEL URANIO EN CORAL-I**J. Blázquez¹, J.M. Barrado²¹CIEMAT, ²CSN

Los estados que han suscrito el Tratado de no Proliferación Nuclear, se comprometen a que las instalaciones nucleares en su territorio lleven una contabilidad del material nuclear y que además puedan ser inspeccionadas por la IAEA. Sin embargo, en las aduanas, se detectan 3 casos/mes de tráfico ilegal de material nuclear, por lo que conviene incrementar las medidas de control, desde el punto de vista de Seguridad, para aminorar la proliferación.

Una buena práctica consiste en caracterizar el material nuclear por espectrometría gamma. En nuestro caso, la caracterización se centra en la medida del enriquecimiento en U-235 de diversas placas. Para placas finas es necesario medir simultáneamente el coeficiente de autoabsorción gamma por unidad de masa. El trabajo es extensivo, en principio, para el caso de fabricación de varillas de combustible, y para el control del enriquecimiento del residuo nuclear en ATC.

En el desarrollo se describe el fundamento teórico y el equipo de espectrometría gamma con centelleador de INa. Este equipo es comercial para muestras gruesas, pero no así para muestras finas, las más detectadas en el tráfico ilegal, donde es necesario además medir el coeficiente de autoabsorción en la placa. Las incertidumbres son determinantes para la medida del coeficiente; se necesita una precisión superior al 1% en la medida de la actividad de los gamma provenientes del U-235, lo cual define el tiempo de medida.

Las medidas deben hacerse independiente de la geometría de la placa, mediante colimación del haz radiactivo; además, hay que asegurar la reproducibilidad de las mismas en intervalo de semanas o meses.

En nuestro caso, la actividad A es proporcional al enriquecimiento E, y se corrige por la autoabsorción: $A=CE(1-e^{-\alpha M})$. El resultado para el coeficiente es: $\alpha=4.4 \pm 0.6 \text{ mg}^{-1}$, siendo la placa de uranio metálico.

35- 02**EFEKTOS ACUMULATIVOS DE LA ACCIÓN**

**REGULADORA: EJERCICIO DE ANALISIS DEL "CER"
CONSIDERATION OF THE CUMULATIVE EFFECTS OF
REGULATION IN THE RULEMAKING PROCESS"
EN UNA CENTRAL ESPAÑOLA**

P. González Ayestarán, L. Castella Elias, G. Cerveto Castells

ANAV

A la luz de la actuación Reguladora por parte del Consejo de Seguridad Nuclear, y en especial tras los sucesos acontecidos en JAPÓN, se ha realizado un ejercicio piloto para la consideración del "CER" en una planta Española, con el objeto de analizar los efectos acumulativos de la Regulación y proponer mejoras de cara a la gestión de su emisión en la línea marcada previamente por la NRC en diversos documentos. (SECY-02-081, SECY-11-0032 entre otros).

La NRC, a través de la interacción con la industria Americana, es consciente desde hace varios años de la preocupación del impacto del efecto acumulativo de algunas acciones reguladoras. Como respuesta a esta preocupación, puesta de manifiesto por la Industria, el Staff de la NRC ha llevado a cabo varias iniciativas de revisión de algunos requisitos reguladores, para asegurar que la regulación y las prácticas de la NRC no resultan en una carga reguladora innecesaria. lo anterior responde a lo que se viene denominando comúnmente el "CER". **CONSIDERATION OF THE CUMULATIVE EFFECTS OF REGULATION IN THE RULEMAKING PROCESS**.

Para el periodo entre 2009 y 2018, se ha realizado un ejercicio de recopilación de las acciones derivadas de la Regulación emitida hasta la fecha (diciembre de 2012) por el CSN, esto es, Instrucciones de Seguridad e Instrucciones Técnicas Complementarias y Normativa Nuclear de carácter reglamentario recibidas para la Central Nuclear Española considerada Piloto, agrupando dichas acciones:

Por origen de la regulación (área temática o de actuación).

Por hitos de plazo requerido.

Como resultado, las mencionadas acciones se representan en un gráfico denominado "Mapa de carga reguladora", en el que se ilustra la actual situación, los puntos con mayor confluencia de hitos derivados de la regulación. Para concluir se exponen reflexiones sobre la necesidad de mecanismos de armonización en el proceso de emisión de normativa teniendo en cuenta su efecto acumulativo para poder integrar una adecuada implantación en las centrales nucleares españolas.

Como conclusiones de los análisis realizados, se realiza una reflexión sobre posibles mejoras en el proceso analizado, en la misma línea de lo llevado a cabo por la NRC.

35- 05**CORRELACIÓN ENTRE PCT, CET Y NIVEL
EN LA VASINA DE UN REACTOR EN SECUENCIAS
ACCIDENTALES DE PARADA**

M. Preciado Rincón, S. Carlos Alberola, S. Martorell Alsina, J. F. Villanueva López

UNIVESITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

Esta ponencia forma parte del proyecto de I+D en el ámbito de la Seguridad Nuclear y Riesgo desarrollado por el DIQN de la UPV en colaboración con el CSN, sobre el ESTUDIO DE MEDIDAS DE RECUPERACIÓN DE SECUENCIAS ACCIDENTALES EN PARADA.

Esta colaboración está involucrada en las actividades de investigación para la cualificación de cálculos termohidráulicos asociados a los estudios probabilistas de seguridad en parada.

En un escenario de accidente de parada con descubrimiento de núcleo es de especial interés la máxima temperatura de vaina de los elementos combustibles (PCT). La dificultad para medir directamente esta temperatura hace que se busque la medida de la temperatura de salida del núcleo (CET). En esta ponencia se plantea estudiar la correlación entre estos parámetros básicos de medida en una planta comercial, partir de los resultados de la simulación de 21 casos diferentes mediante el código termohidráulico TRACE.

Esta comparación se ha hecho sobre diferentes situaciones de planta con diferentes inventarios, distinto número de generadores de vapor disponibles y con el primario integro o abierto. Los resultados obtenidos de estas simulaciones pese a las diferencias en la casuística siguen un patrón de comportamiento idéntico del incremento de la PCT respecto a la CET o el nivel en la vasija.

Dicha lectura es usada en muchos casos como criterio para la iniciación de los procedimientos de gestión de accidentes e involucra a los procedimientos de operación de emergencia y a las guías de gestión de accidentes graves en numerosos países.

Estos resultados son de gran utilidad para los operadores ya que se observa y confirma una correlación directa entre las señales.

35- 06

ESTUDIO Y ENSAYO DE HOMOLOGACIÓN DE LOS PASOS DE LAS BARRAS AGRUPADAS POR LAS BARRERAS DE FUEGO DE C.N. ASCÓ

R. Velasco Ramírez¹, D. López Fernández²

¹ANAV, ²IDOM

No existen soluciones estándares de mercado, dentro del ámbito y en cumplimiento de la IS-30, que resuelvan la problemática de proteger contra el fuego durante 3 horas las configuraciones de paso de las barras agrupadas de 6,9 kV a través de las barreras de fuego de C.N. Ascó (hueco anular interior del conducto de acero envolvente de las barras agrupadas).

El objetivo es realizar un análisis detallado mediante ensayo de resistencia al fuego de la situación actual de los pasos de barras agrupadas a través de barreras de fuego.

Mediante ensayo de resistencia al fuego según norma ASTM E-119, realizado en los laboratorios de APPLUS, se ha verificado que la configuración actual del conjunto de las barras agrupadas a su paso a través de barreras de fuego de C.N. Ascó (sellado anular exterior RF 3 horas del conducto de acero + elemento aislante interior), tiene una resistencia al fuego de 1 hora.

35- 07

LICENCIAMIENTO DE LA PLANTA DE PROCESO DE MINERAL DE URANIO RETORTILLO-SANTIDAD

E. Blázquez Arroyo¹, J. Colilla Peletero², F. Bellón del Rosal², D. C. Mancipe Jiménez², C. Garrido Delgado¹, R. García-Bermejo Fernández¹

¹IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN,
²BERKELEY MINERA ESPAÑA S.A.

Berkeley Minera España, S.A. prevé la explotación de la concesión minera de Retortillo-Santidad al oeste de la provincia de Salamanca. En el mismo emplazamiento de las explotaciones

mineras y como parte del proyecto se prevé la construcción de una planta de beneficio de mineral de uranio, cuyo objetivo es la producción de concentrado de uranio (Yellow cake).

El 17 de agosto de 1979 fue concedida la última autorización previa, en España, a una fábrica de concentrado de uranio.

Desde entonces hasta la fecha, se ha producido una continua evolución tanto en los aspectos técnicos como reglamentarios. Esta ponencia trata de la documentación y contenido necesarios para el licenciamiento de una planta de producción de Urano, y en particular para la obtención de la Autorización Previa como Instalación Radiactiva de Primera Categoría que se identifican en el RINR. De estos documentos los que se podrían considerar de un mayor interés técnico son la Memoria Descriptiva y del Estudio de Caracterización.

La Memoria descriptiva define a nivel conceptual los elementos clave de los procesos de minería y beneficio del mineral de uranio extraído. Respecto a las labores mineras se señalan sus características fundamentales: criterios de diseño, sistemas de explotación y principales elementos constructivos de la mina. Respecto al diseño de la planta se señalan las distintas etapas del proceso, instalaciones auxiliares así como la gestión de residuos.

El Estudio de Caracterización incluye, entre otros, los aspectos climatológicos, geológicos, edafológicos, geotécnicos, hidrológicos, hidrogeológicos, fauna y flora, paisaje y características socioeconómicas. El fondo radiológico del emplazamiento, que corresponde a una zona altamente mineralizada, ha sido estudiado a partir de la información bibliográfica disponible y datos de campo y análisis de laboratorio, que se resumen en esta ponencia. Esta información servirá de base para el diseño de los futuros programas de vigilancia radiológica ambiental.

35- 08

LA DEDICACIÓN DE COMPONENTES CONTRA ELEMENTOS FALSIFICADOS, FRAUDULENTOS Y DEFICIENTES

J. A. Muñoz Tirado

NUCLEONOVA

El problema al que se enfrenta la industria nuclear en el área de "Elementos Falsificados, Fraudulentos y Deficientes" (CSFI, en inglés), aunque comienza a ser relevante, no es nuevo. Según la NRC, debido a la rigurosidad de los programas de Garantía de Calidad de las Plantas Nucleares, no se han detectado CSFI instalados en aplicaciones relacionadas con la seguridad. Sin embargo, éstos se han ido introduciendo en áreas no relacionadas con la seguridad, viéndose el sector nuclear obligado a emitir normativa para su detección.

Este trabajo pretende mostrar cómo los procesos de Dedicación de Componentes de Grado Comercial son una herramienta muy eficaz para la detección de CSFI en el sector. Se desarrolla dicho proceso, y se analizan las distintas etapas donde se detectarían posibles CSFI, eliminando de esta forma su potencial intrusión.

Es mucha la documentación disponible relativa a la detección de CSFI debido a la importancia del asunto en sectores como aviación, defensa, farmacéutica, incluso en la industria general, por lo que la NRC y los organismos reguladores nacionales han emitido distintos comunicados y normativa donde se desarrollan Políticas de Garantía de Calidad, programas, procedimientos y prácticas para prevenir la inclusión de CSFI en el sector nuclear. Durante todo el proceso de Dedicación, desde la evaluación técnica hasta el proceso de aceptación, pasando por la definición de especificaciones técnicas de compra, existen diversos mecanismos que previenen y detectan estos CSFI.

Es por ello, que se puede concluir que un adecuado proceso de Dedicación de Componentes de Grado Comercial evita la introducción de CSFI en instalaciones nucleares.

35- 09

DEDICACION ARTICULOS GRADO COMERCIAL. LA HISTORIA, EL PRESENTE Y HACIA DONDE VA SU FUTURO...

F. J. Martínez Ayúcar

SGS TECNOS

Desde los inicios en 1988 del desarrollo de las regulaciones sobre Dedicación de Artículos Grado Comercial, ha habido pocas variaciones en la aplicación del proceso. Los requisitos han sido prácticamente trasladados literalmente de la regulación americana a su aplicación en España. Desde USA se está planteando actualmente la vigencia de los mismos y si requieren actualización, sobre todo en el marco de los suministros para las nuevas Centrales.

El desarrollo de los Procesos de Dedicación de Artículos Grado Comercial se ha basado en la Guía de EPRI, endosada con las condiciones establecidas por la NRC en sendas Generic Letters. Posterior ampliaciones y aclaraciones de EPRI a la Guía. La norma y guía de UNE, dan interpretación y trasladan a España el cumplimiento con los requisitos. Editadas en 1994 y 1995. Considerada en las guías de Seguridad del CSN. Desde entonces la NRC ha variado el 10CFR21 y actualmente está en proceso de cambio.

En el desarrollo del trabajo se hace una evaluación de los requisitos a aplicar a los procesos de Dedicación de Artículos Grado Comercial. Se analiza su estado vigente, se evalúan los tópicos que lo envuelven y se hacen consideraciones sobre aspectos de la aplicación de las Dedicaciones. Ausencia de una Guía Reguladora, dónde deben establecerse los requisitos de Dedicación de Artículos Grado Comercial, Definición de Dedicación, Definición única de artículo Grado Comercial, Clarificación de que la dedicación es una actividad Relacionada con la Seguridad, Planes de Dedicación y la importancia de la Función de Seguridad, Requisitos de muestreo, Uso de Laboratorios Acreditados, Dedicación del Software y otros aspectos como identidad entre elementos, etc.

Ante cada una de estas cuestiones la NRC propone varias alternativas y prevé establecerlas junto con la Industria Nuclear a lo largo de 2013 y 2014. Analizaremos este enfoque con detalle en la Ponencia.

35- 10

EVALUACIÓN DEL APS DE CNA CON EL ESTÁNDAR DE ASME

E. Gutiérrez¹, I. Fuente Prieto²

¹IBERDROLA INGENIERÍA, ²CN ALMARAZ

La Regulatory Guide 1.205 proporciona directrices para cumplir con los requisitos que la NRC ha promulgado para los Programas de Protección contra Incendios informados en el riesgo y basados en el comportamiento, en cumplimiento con el Título 10, Sección 50.48(c) y la NFPA 805. Esta RG recoge que, en relación a

la "capacidad técnica" del APS Base, la posición de la NRC es que es generalmente aceptable una Categoría II de acuerdo al Estándar de ASME.

El objeto de la ponencia es describir la evaluación realizada del APS de CN Almaraz en relación al Estándar de ASME para conocer si su "capacidad técnica" se encuadra dentro de la Categoría II de ASME, con el fin de dar soporte a la transición a la NFPA 805 que CN Almaraz está realizando como alternativa a las bases de licencia actuales de protección contra incendios.

El Estándar de ASME establece, para cada uno de los elementos que la RG 1.200 identifica que deben formar parte de un APS, unos Requisitos de Alto Nivel (RAN) que se deben cumplir, desglosando, cada uno de estos RAN, en Requisitos Soporte (RS), con el fin de facilitar esta evaluación. El cumplimiento con cada RS se divide en Categorías I; II y III, pudiendo existir diferentes directrices para cada una de estas Categorías, de forma que el APS puede cumplir con la Categoría I, y no cumplir con las Categorías II y III. La ponencia describirá el proceso de evaluación seguido, incluyendo un resumen de los resultados obtenidos, destacando los aspectos más significativos de las deviaciones encontradas y las potenciales modificación del "APS Base" para dotarlo de, al menos, una "Capacidad Técnica" Categoría II de acuerdo al Estándar de ASME.

35- 11

MODELO DESARROLLADO PARA UN SUCESO INICIADOR DE PÉRDIDA DE UN SISTEMA CON CINCO BOMBAS COMPARTIBLES POR LAS DOS UNIDADES DE UNA PLANTA. ANÁLISIS COMPARATIVO DE FCCS CON MODELO SIMPLIFICADO APS

M.A. López Lorenzo

EMPRESARIOS AGRUPADOS

En esta ponencia se hace un análisis para un sistema con cinco bombas, cada una del 100% de capacidad, compartidas por las dos unidades de una planta, de las cuales dos están preasignadas a cada unidad, una es común y existe la posibilidad de alinear una bomba de reserva de una unidad a la otra unidad.

Se realiza un análisis comparativo de un modelo completo, teniendo en cuenta todas las posibles combinaciones de fallos independientes, de causa común e indisponibilidades, con un modelo simplificado en el que se recojan exclusivamente las combinaciones más representativas.

El modelo desarrollado contempla todas las posibles combinaciones de sucesos de fallos independientes y de causa común de las bombas del sistema y adicionalmente evitan la aparición de combinaciones imposibles, de forma lógica, mediante el planteamiento escalonado de las posibles recuperaciones mediante la bomba común o la bomba de reserva de la otra unidad, utilizando sucesos negados que descarten las combinaciones imposibles.

Si bien desde un punto de vista didáctico, el modelo desarrollado contempla de forma más completa y elegante todas las posibilidades existentes; desde un punto de vista práctico, implica la creación de numerosos sucesos de fallos de causa común, cuyas combinaciones son cuantitativamente despreciables frente a las recogidas en el modelo simplificado.

FOYER MARIÁ FORTUNY

Jueves 26 - 15:30 a 17:30 h.

36 - PÓSTER

COORDINADORA: Eva Celma
ENDESA

36- 01

ANÁLISIS PROBABILÍSTICOS DE LA DISPONIBILIDAD DE HARDWARE DE LOS ACELERADORES DE IFMIF

E. Bargallo¹, J. M. Arroyo², J. Abal¹, M. Weber²,
I. Podadera², J. Dies¹, C. Tapia¹, A. De Blas¹, J. Molla²,
A. Ibarra²

¹UNIVERSITAT POLITÉCNICA DE CATALUNYA, ²CIEMAT

La misión de la instalación IFMIF (International Fusion Materials Irradiation Facility) consistirá en probar y cualificar materiales para futuros reactores de fusión. Ser requiere que IFMIF tenga una alta disponibilidad para poder encontrar los materiales adecuados para el diseño y licenciamiento de DEMO con antelación. Para conseguirlo, se han desarrollado análisis de fiabilidad, disponibilidad, estrategias de mantenimiento e inspección (RAMI por sus siglas en inglés) desde el inicio de la fase de diseño.

En este trabajo se han desarrollado análisis probabilísticos para calcular la disponibilidad de hardware de cada uno de los sistemas de los aceleradores de IFMIF. El objetivo es calcular la disponibilidad de los sistemas, compararlo con los requerimientos previamente definidos para cada uno de ellos y proponer mejoras para llegar a esos requerimientos.

Se han identificado los eventos y parámetros que más contribuyen a la indisponibilidad de cada uno de los sistemas y se han propuesto mejoras con el objetivo de llegar a los requerimientos. Algunos ejemplos de mejoras de diseño son cambiar la tecnología de algunos sistemas, aplicar modularidad o incluir redundancias. También se han propuesto estrategias de mantenimiento como tener preparados recambios de componentes críticos, aplicar procedimientos automáticos o facilitar el acceso para hacer mantenimiento. Considerando las mejoras propuestas en este análisis, el requisito de disponibilidad de hardware se cumpliría. La actividad paralela de diseño y construcción del prototipo del acelerador (LIPAC por sus siglas en inglés) ha proporcionado información detallada de diseño. Los mayores cambios entre el prototipo y el acelerador final de IFMIF estarán relacionados con RAMI debido al carácter de I+D del prototipo.

36- 02

ESTUDIO PRELIMINAR DEL EFECTO DE LAS BURBUJAS DE HELIO EN LA FLUIDODINÁMICA DE LOS CANALES DE METAL LÍQUIDO DE LAS ENVOLTURAS REGENERADORAS DE UN REACTOR DE FUSIÓN

E. Mas de les Valls¹, L. Batet¹, L.A. Sedano²

¹UNIVERSITAT POLITÉCNICA DE CATALUNYA,

²UNIVERSIDAD DE OVIEDO

En el interior de los canales de metal líquido (ML) de las envolturas regeneradoras de un reactor de fusión, la posibilidad de existencia de burbujas de helio nucleado no es remota, como los experimentos LIBRETTO han mostrado. El helio, prácticamente insoluble en ML, se forma en la reacción tritigénica de los neutrones con el litio. La acumulación de helio en las superficies de contacto entre la estructura y el ML tendría consecuencias importantes en la extracción de potencia y el control de tritio del reactor.

En el presente estudio se muestran, por primera vez, los posibles efectos de la presencia de burbujas sobre un flujo de metal líquido bajo condiciones de trabajo similares a las de las envolturas regeneradoras de un reactor de fusión. Para ello se ha acoplado a un código MHD, desarrollado en OpenFOAM y validado (Mas de les Valls et al. 2012), un modelo de nucleación, crecimiento y transporte de burbujas de helio (Batet et al. 2011) considerando ahora la nucleación en las paredes de los canales.

El modelo de nucleación en las paredes se ha implementado y verificado, comparado con los resultados obtenidos por T4F con anterioridad y comprobando la coherencia de los mismos. El acoplamiento con la Magneto-Hidro-Dinámica y el transporte de calor ha sido satisfactorio. El nuevo modelo ha permitido analizar geometrías críticas de canal como es el caso del diseño HCLL (He cooled, Lead-Lithium), con canales horizontales (radiales) en cuyas paredes superiores es plausible que se produzca acumulación de burbujas de helio, en caso de que la hipótesis de nucleación sea correcta. El modelo ha permitido simular el efecto que la presencia de burbujas, que actúan como aislante térmico y eléctrico, tiene sobre la disipación por efecto Joule y sobre la transferencia de calor del sistema.

36- 03

ANÁLISIS DE ALTA FIDELIDAD DE UN ELEMENTO BWR CON LOS CÓDIGOS COBRA-TF/PARCS Y TRACE

A. Abarca¹, R. Miró¹, T. Barrachina¹, G. Verdú¹, A. Soler⁴,
A. Concejal², J. Melara³, M. Albendea³

¹UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA,

²IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN,

³IBERDROLA GENERACIÓN, ⁴SEA PROPULSIÓN SL

La creciente importancia del desarrollo de modelos en detalle del núcleo y elementos combustibles de reactores de agua ligera (LWRs), así como los análisis en seguridad nuclear a nivel de subcanal, requiere modelos acoplados neutrónico-termohidráulicos de alta fidelidad. Los avances de la tecnología informática están posibilitando que el análisis en seguridad nuclear comience a

utilizar modelos termohidráulicos y neutrónicos más detallados.

El objetivo de este trabajo es divulgar las principales ventajas del uso de códigos de subcanal, como el COBRA-TF, en los análisis en seguridad nuclear de alta definición.

Los códigos de subcanal permiten obtener predicciones precisas, en régimen bifásico, de los principales parámetros termohidráulicos referentes al funcionamiento de la planta y/o la seguridad con alto nivel de resolución espacial, es decir, a nivel de subcanal o varilla de combustible.

El elemento de combustible BWR modelado tiene 91 varillas de combustible (81 de longitud total y 10 de longitud parcial) y una gran barra de agua de sección cuadrada en la parte central del mismo.

Dicho elemento combustible se ha modelado detalladamente: a nivel de subcanal con el código COBRA-TF y utilizando los modelos paramétricos para elementos combustibles BWR con el código de planta TRACE.

Se ha realizado un ejercicio de comparación de los resultados obtenidos por ambos códigos en la simulación de un estacionario y en un pequeño transitorio de inyección de caudal, destacando las diferencias observadas.

36- 04

MEJORA DEL MÓDULO CINÉTICO 1D EN EL CÓDIGO TRAC-BF1: IMPLEMENTACIÓN DEL MÉTODO DE COLOCACIÓN NODAL UNIDIMENSIONAL

A. Jambrina¹, T. Barrachina¹, R. Miró¹, G. Verdú¹, A. Concejal², A. Soler³

¹UNIVERSITAT POLITÉCNICA DE CATALUNYA,
²IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN, ³SEA PROPULSIÓN SL

Para la discretización espacial de las ecuaciones de cinética se pueden utilizar el método de los elementos finitos, métodos en diferencias finitas y/o métodos nodales.

La ventaja del modelo unidimensional respecto del modelo de cinética puntual es que el perfil axial de potencia puede variar en función del tiempo debido a cambios en los parámetros termohidráulicos y/o acciones de los sistemas de control.

El modelo de cinética unidimensional de TRAC-BF1 es una formulación en dos grupos basadas en el método analítico nodal (ANM-Analytic Nodal Method). El método de colocación nodal desarrollado para la ecuación de la difusión neutrónica y aplicable a la resolución de la cinética termohidráulica de TRAC-BF1, es una adaptación de los métodos de colocación clásicos para la discretización de ecuaciones en derivadas parciales, basados en el desarrollo de la solución como combinación lineal en base de funciones analíticas.

Se ha optado por utilizar un método de colocación nodal basado en un desarrollo en polinomios de Legendre de los flujos neutrónicos en cada celda. Tras imponer las condiciones de continuidad y de contorno de los flujos y las corrientes de forma adecuada, este método permite transformar el problema de autovalores inicial asociado a un operador diferencial.

La cualificación se ha llevado a cabo mediante el análisis del transitorio por disparo de turbina (ejercicio 3, escenario extremo3) del benchmark de la NEA de la central nuclear de Peach Bottom; empleando para ello, tanto el módulo cinético 1D original implementado en TRAC-BF1, como el nuevo módulo cinético basado en el método de colocación nodal 1D.

36- 05

IMPLEMENTACIÓN DE LA REALIMENTACIÓN DE LAS PROPIEDADES TERMOHIDRÁULICAS DEL REFLECTOR EN EL BYPASS EN EL CÓDIGO ACOPLADO 3D TRAC-BF1/PARCS

A. Jambrina¹, T. Barrachina¹, R. Miró¹, G. Verdú¹, A. Concejal², A. Soler³

¹UNIVERSITAT POLITÉCNICA DE CATALUNYA,
²IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN, ³SEA PROPULSIÓN SL

La resolución de modelos tridimensionales y multidisciplinares hace necesario el empleo de códigos acoplados. El código acoplado TRAC-BF1/PARCS es un código termohidráulico-neutrónico que puede ser utilizado para simular transitorios considerando fenómenos neutrónicos con geometría 3D y procesos termohidráulicos en geometría 1D de múltiples canales (o incluso geometría 3D representando la vasija del reactor).

En el acoplamiento termohidráulico-neutrónico, el problema consiste en intercambiar las variables que contienen la potencia generada por elemento combustible y las distribuciones de propiedades termohidráulicas necesarias para poder realizar la realimentación en las secciones eficaces. Es por ello, que se ha implementado la realimentación de las propiedades termohidráulicas del reflector: temperatura del moderador, temperatura del combustible, densidad del moderador, fracción de huecos y concentración de boro, en el bypass. De esta forma, se simulará de acuerdo a valores de simulación y no unos valores prefijados constantes en un fichero externo.

El interés que tiene el acoplamiento de códigos termohidráulicos y neutrónicos para una representación realista del comportamiento del núcleo del reactor o la planta completa se ha visto reflejado en el desarrollo de varios ejercicios internacionales de intercomparación de códigos dirigidos por la Agencia de Energía Nuclear (NEA) de la Organización para la Cooperación Económica y el Desarrollo (OECD).

El ejercicio más destacado en el estudio de reactores BWR es análisis del transitorio de disparo de turbina (TT) en la central nuclear de Peach-Bottom, con el cual se ha cualificado las modificaciones introducidas en el código acoplado TRAC-BF1/PARCS.

36- 06

EFFECTO SOBRE LA TEMPERATURA DE SALIDA DEL NÚCLEO DEL TAMAÑO DE LA ROTURA EN EL UPPER HEAD DE LA VASIJAS UTILIZANDO TRACES

A. Querol, S. Gallardo, G. Verdú

UNIVERSITAT POLITÉCNICA DE CATALUNYA

En un transitorio de una rotura pequeña la acción de gestión de accidentes podría empezar cuando la temperatura de salida del núcleo (CET) sobrepase un determinado valor. Sin embargo, se ha comprobado en diferentes instalaciones que existe un retraso entre el momento que ocurre el sobrecalentamiento del núcleo y el momento en el que los termopares lo detectan. Así como una diferencia en los valores de temperatura alcanzados.

Este trabajo se enmarca dentro del Proyecto OECD/NEA ROSA y se basa en la simulación del Test 6-1 realizado en la Large Scale Test Facility (LSTF) de la Agencia Japonesa de la Energía Atómica

(JAEA). Dicho test simula una rotura en el upper-head de la vasija de un PWR con un tamaño de rotura equivalente al 1,9% asumiendo el fallo total del sistema de inyección de alta presión. Se han realizado diferentes análisis de las variables geométricas del modelo que pueden afectar a los resultados utilizando el código termohidráulico TRACE5.

En este tipo de transitorios, algunos de los parámetros que pueden afectar la respuesta de la CET y la PCT son las posibles trayectorias del caudal entre la rotura y el resto de la instalación, la fricción, el tamaño de la rotura y la nodalización del modelo. Debido a la localización de la rotura en este transitorio, la trayectoria de caudal más importante para alcanzar la rotura son los CRGTs. Los by-pass entre las ramas calientes y el downcomer son también importantes ya que afectan a la circulación natural y, en consecuencia, a la transferencia de calor en los generadores de vapor. Esto retrasa el máximo de la PCT y la CET. Si se aumenta la fricción la circulación natural se mantiene más tiempo retrasando la subida de la PCT. El tamaño de la rotura tiene una relación directa con el máximo valor de PCT alcanzado. Una nodalización más fina de la vasija mejora la estimación del inventario de descarga aunque se retrasa el máximo de la PCT. La falta del coeficiente de descarga correspondiente a la fase vapor en TRACE5 podría ser la principal causa de la sobreestimación del inventario de descarga cuando el upper-head de la vasija está casi vacío y el vapor llega desde el upper-plenum a través de los CRGTs.

36- 07

MODIFICACIONES Y ACTUALIZACION DE DOCUMENTACION EN APARATOS EN PANELES DE SALA DE CONTROL EN UNA C.N. EN OPERACIÓN

L. Agudo Montero

EMPRESARIOS AGRUPADOS

Es muy frecuente encontrarnos en las Centrales Nucleares, que fueron diseñadas y construidas en el último tercio del siglo pasado y que actualmente están en operación y explotación, que la documentación de los instrumentos y aparatos instalados en los paneles de Sala de Control, se disponga sólo, de la documentación generada en su día por los fabricantes de dichos paneles. Por normal general, dicha documentación de fabricantes, no entran en los programas de actualización de la documentación de las Centrales Nucleares, por ser documentos que apenas se modifican. Normalmente, si uno de estos componentes no funciona correctamente, se sustituye y se genera nueva documentación. Sin embargo, dichos componentes e instrumentos que están instalados en Sala de Control, en ocasiones sufren modificaciones de gran relevancia y de forma continuada, por tanto parece razonable y conveniente que su documentación se vaya modificando y actualizando en consecuencia.

En los primeros años de explotación de las Centrales Nucleares, dichas modificaciones se incorporaban manualmente sobre copias "maestras" que casi nunca se publicaban, quedando confinadas por las personas que diseñaban los cambios. Por esta razón, Empresarios Agrupados como Ingeniería de Apoyo a la operación de Centrales Nucleares, consciente de la problemática, ha desarrollado un proceso (APLICACIÓN DOPAB) para la elaboración de dichas modificaciones de diseño y para su posterior actualización programada de la documentación, que permite un control absoluto.

La presente ponencia tiene como objetivo, presentar conceptualmente el desarrollo de la aplicación DOPAB, poniendo de manifiesto las capacidades y sobre todo la fiabilidad en su contenido, así como la extraordinaria ayuda que ha supuesto también

para el personal de ejecución de las modificaciones de diseño, para los equipos de mantenimiento de las centrales nucleares y para los operadores de la Sala de Control y resaltar como segunda derivada, la facilidad para reponer y mantener la documentación siempre actualizada, por parte de los colectivos de ingeniería de apoyo como para la propiedad.

36- 08

EL SISMO SINTÉTICO COMO ALTERNATIVA AL ESPECTRO DE RESPUESTA EN LA REEVALUACIÓN DE ESTRUCTURAS Y COMPONENTES

J. Arranz Iglesias, F. Sarti Fernández

CT3 INGENIERÍA

Una de las consecuencias derivadas del accidente de la Central de Fukushima y los siguientes Stress Test de las Centrales Nucleares españolas ha sido la necesidad de revisar los análisis sísmicos de las Centrales Nucleares, los cuales se basan en los espectros de respuesta que se determinaron para cada edificio y elevación.

La realización de análisis sísmicos dinámicos, tanto de estructuras como de fluidos, puede resultar muy interesante en los casos en los que los métodos tradicionales generen resultados que sea preciso evaluar con un nivel de detalle mayor.

Actualmente tenemos herramientas para realizar análisis sísmicos de estructuras, edificios, etc mediante Cálculo por Elementos Finitos o del comportamiento de fluidos (CFDs) de forma dinámica, pero para que estos cálculos resulten interesantes es preciso disponer de un Sismo Sintético de referencia para la Central, materializado en un sismograma (gráfico aceleración-tiempo).

La obtención de un Sismo Sintético de referencia para cada central serviría como base para la realización de estudios dinámicos, como lo han sido hasta ahora los Espectros de Respuesta para los cálculos estáticos.

La presente ponencia expone la importancia de disponer de este tipo de acelerogramas de referencia y la metodología que CT3 Ingeniería ha seguido para obtenerlo en el caso de la Central Nuclear de Cofrentes.

36- 09

SUSTITUCIÓN DEL REGULADOR DE TENSIÓN Y VELOCIDAD DE LOS GENERADORES DIESEL. SIMULACIÓN DINÁMICA

M. A. Calatayud¹, J. M. Alonso¹, A. Martínez², Á. Roldán³, M. López Simón³, J. J. González García⁴

¹IBERDROLA INGENIERÍA, ²EMPRESARIOS AGRUPADOS, ³IBERDROLA GENERACIÓN NUCLEAR, ⁴VOSSLOH

Durante los últimos años CN Cofrentes ha procedido a la sustitución de los reguladores de tensión y velocidad de los Grupos Diesel, como consecuencia de la obsolescencia de estos equipos, repetidas averías y a la dificultad de encontrar suministros. La fiabilidad de los Grupos Diesel es de vital importancia para prevenir el SBO, de ahí que la modernización de los Grupos Diesel así como su modelización sea un factor importante para garantizarla.

La sustitución de estos componentes se ha realizado de manera progresiva, habiéndose iniciado durante la recarga 17, para lo cual se han sustituido reguladores, potenciómetros motorizados, reóstato-

tos y transductores por nuevos reguladores, DRUs y elementos de nueva tecnología. Adicionalmente a estas modificaciones, se ha solicitado a los fabricantes los modelos matemáticos de dichos componentes que permitan su análisis dinámico, previo a la sustitución.

La sustitución del regulador de velocidad ha sido implementada con éxito y los resultados de las pruebas periódicas realizadas responden con aceptable precisión a las obtenidas con el modelo matemático. Los ajustes que sobre el modelo se deben introducir (ganancias y constantes de tiempo) y que vienen derivadas de los distintos ajustes del dispositivo (potenciómetros, manetas, etc) han dado muy buenos resultados. Durante la próxima recarga está prevista la sustitución del regulador de velocidad, aunque previamente se ha modelizado el comportamiento del grupo diesel de manera análoga a la realizada con el regulador de tensión, y se deberá confirmar la bondad del modelo tras comparar con las pruebas realizadas. Una vez que el modelo matemático este ajustado, podrán realizarse simulaciones de los grupos diesel en diversos escenarios (modificaciones de carga, eventos externos, análisis de protecciones, etc) que permitirán prever su comportamiento, antes de realizar las modificaciones.

36- 10

LICENCIAMIENTO DE LA NUEVA INSTALACIÓN RADIATIVA IR-33: "LABORATORIO DE PATRONES NEUTRÓNICOS" DEL CIEMAT

R. Fernández-Jiménez, R. Méndez-Villafaña, R. Grandío, F. Álvarez-Velarde, P. Casado, M. Embid, J. E. Guerrero, D. Cano-Ott, T. Martínez, E. Mendoza, P. Pérez-Cejuela, J. Quiñones

CIEMAT

La construcción de un laboratorio de patrones neutrónicos en el CIEMAT surge ante la necesidad de establecer en España un sistema de calibraciones neutrónicas respaldado por un Patrón Nacional, para atender a las instalaciones nucleares, instalaciones médicas de aceleradores, a proyectos del propio CIEMAT y a otras instituciones nacionales. Ello llevó al CIEMAT a la firma de un acuerdo con el CSN para la creación de un laboratorio de patrones neutrónicos (LPN) al mismo nivel que los existentes en otros países Europeos.

Para el licenciamiento de la instalación, partiendo del diseño inicial y de forma simultánea a la realización de la obra civil, se elaboró la documentación preceptiva requerida en el RINR. Desde el inicio del proyecto se realizaron diversas modificaciones estructurales y de materiales en función de criterios ALARA y con el fin de minimizar la dosis a trabajadores y público. Esto supuso la necesidad de adaptar dicha documentación y ampliar el detalle en una serie de procedimientos de operación.

La instalación cuenta con una sala de control y una sala de irradiación que alberga fuentes de ^{252}Cf y Am-Be almacenadas en agua y cuya manipulación está completamente automatizada.

Para la elaboración del Estudio de Seguridad, las estimaciones de dosis se realizaron utilizando MCNPX, usando modelos tridimensionales del búnker, de los principales elementos de blindaje y edificios aledaños.

El licenciamiento del LPN ha supuesto una intensa interacción con el CSN, incluyendo elaboración de procedimientos, verificación de simulaciones y una prueba en frío para la recepción de la fuente de ^{252}Cf .

Tras la puesta en marcha de la instalación, se realizarán medidas para la verificación de las estimaciones teóricas y la caracterización experimental de la instalación como paso previo a la irradiación de materiales y equipos.

36- 11

CUMPLIMIENTO DE LOS SISTEMAS ELÉCTRICOS EN LA C.N. DE ALMARAZ CON LA R.G. 1.75.

M. García Galarraga¹, D. Castaño Cecilia²

¹CNAT, ²EMPRESARIOS AGRUPADOS (GHESA)

Está previsto durante los periodos de recargas R220 (Mayo 2012) y R124 (Nov. 2015), la implantación del INDESEL (INDEPENDENCIA DE SISTEMAS ELÉCTRICOS), para el cumplimiento con la R.G. 1.75, Rev. 3.

Para lo cual se van a realizar una serie de Modificaciones de Diseño, sobre todo en el Área Eléctrica.

El objetivo de la R.G. 1.75, es el de conseguir una independencia en los sistemas eléctricos, para evitar un fallo común, bien por una causa externa o interno a la Planta, de este modo, se tendrá muy presente la Calificación de equipos (no perder la Planta frente a un seísmo), y las separaciones físicas entre los distintos Tramos (un corto, fuego, rotura de tubería...en un punto localizado, nos haga perder la Planta)

El Proyecto INDESEL, recopila una serie de análisis, estudios, tanto de la documentación en oficina, como de inspecciones en Planta, los cuales han dado como resultado una serie de informes identificando las desviaciones encontradas y proponiendo las modificaciones necesarias para cumplir o justificar la R.G. 1.75, lo que derivo en una serie de acciones a tomar, una vez analizada la viabilidad de las modificaciones o justificaciones propuestas, las cuales están recopiladas en una serie de Modificaciones de Diseño, para lo cual se han analizado las Calificaciones de equipos eléctricos, así como separaciones físicas, tanto de los circuitos y componentes eléctricos en el interior de Paneles, como de las canalizaciones eléctricas (conductos y bandejas), dando como resultado una serie de informes de inspecciones realizadas en Planta, recopilando las desviaciones encontradas, así como las propuestas necesarias para su corrección.

36- 12

ASPECTOS ELÉCTRICOS DEL PRIMARY BLEED & FEED DE CN TRILLO

P. García Fernández-Jardón, G. Blasco Mayor

EMPRESARIOS AGRUPADOS

La implantación del sistema Bleed&Feed del Primario (PB&F) se realiza como consecuencia de la Instrucción Técnica Complementaria del CSN por la que se requiere a CN Trillo disponer de un sistema con capacidad para evitar con alta fiabilidad secuencias de sobrepresión en el primario que pudieran dar lugar a fallo de la vasija del reactor.

El sistema tiene como objetivo el alivio de presión del primario en caso de accidente severo en los escenarios de pérdida de agua de alimentación (TLF) y de pérdida de todas las alimentaciones eléctricas (SBO), siendo alternativo del Bleed&Feed del secundario. El sistema actuará como último recurso, con el fin de evitar daños en el núcleo en situaciones de alta presión. El alivio de presión se consigue abriendo las válvulas de seguridad y alivio del presionador mediante nuevas líneas de control y válvulas de PB&F.

El sistema del PB&F ha requerido la instalación de un sistema de corriente ininterrumpida de alta fiabilidad, seguridad y disponibilidad para abrir las válvulas motorizadas del PB&F en los escenarios postulados, más allá de las Bases de Diseño.

El sistema eléctrico está compuesto por las UPS con su rack de baterías, las cabinas de señalización y mando y los actuadores de las válvulas del PB&F. El sistema de corriente ininterrumpida permite alimentar al PB&F desde las baterías o desde las barras de Salvaguardia de la planta, por lo que el sistema podrá ser operado con independencia del estado de la planta.

Tras la implantación de este sistema y la modificación de la I&C englobada en este proyecto se dota a la central de una herramienta de protección en caso de accidente severo.

36- 13

DESGASTE EN LOS TUBOS GUÍA DE LAS BARRAS DE CONTROL EN C.N. VANDELLÒS II

C. Muñoz

ANAV

Los tubos guía de las barras de control forman parte de los internos superiores de la vasija del reactor. Su función es guiar las barras de control para permitir su inserción en el núcleo del reactor. Los riesgos de una malfunción serían el atascamiento de la barra de control o el incremento del tiempo de caída de barras que pudiera superar el límite establecido en las ETF.

Presentación de los trabajos de inspección y mitigación realizados frente al desgaste de las placas en los tubos guía de C.N. Vandellòs II.

Evaluación del desgaste tras las inspecciones cuantitativas realizadas en tres paradas para recarga consecutivas.

36- 14

ALCANCE E IMPLEMENTACIÓN DE LAS NORMAS ASME N510 / N511 EN EL SISTEMA DE TRATAMIENTO DE AIRE (HVAC) DE LA CENTRAL NUCLEAR DE ASCÓ

J. J. Jaimot Jiménez, J. Jordi Imbert

ANAV

Con la ITC de renovación de licencia de las unidades 1 y 2 de Ascó, el CSN requirió la realización de las pruebas de puesta en marcha en las unidades de filtrado de aire, según ASME N510. Se requirió también que, para las unidades relacionadas con la seguridad, se realizaran las inspecciones preventivas según ASME N511. Todas estas exigencias, en plazos ajustados, han representado un gran reto para las organizaciones de mantenimiento e ingeniería de ANAV.

El objetivo de la realización de las pruebas de puesta en marcha consiste en comprobar los distintos parámetros que aseguren el correcto funcionamiento de las unidades de filtrado. En particular se tienen en cuenta: fugas en el housing; caudales en condiciones de "filtro limpio" y "filtro sucio"; distribución de caudales en los filtros, etc....

Con la implantación de ASME N511, se modifican las tareas de revisión de los distintos equipos afectados, adaptándolos a los requerimientos de la norma.

Se ha verificado que las unidades cumplen adecuadamente con su función de seguridad según ASME N510. De los resultados obtenidos, se han emitido distintas propuestas de cambio para mejorar su comportamiento.

Gran parte de los requisitos exigidos según ASME N511 se han venido realizando en la C. N. Ascó, a menudo con mas detalle que lo requerido por la norma. Sin embargo, la realización

de estas comprobaciones se realizaba en algunos casos con una frecuencia inferior a la establecida. En consecuencia, se han modificado o generado aquellas tareas que no cumplían con las frecuencias requeridas, lo que redundará en una vigilancia más exhaustiva de las unidades de HVAC y una mayor fiabilidad.

36- 16

ESTABILIDAD DE LA RED ELÉCTRICA EN EL ENTORNO DE C.N.ASCÓ Y VANELLO. PROYECTO ESCENRED

J. Montero Lansac, L. Martínez Antón
ANAV

A raíz de la emisión de la IT para el análisis a la GL-2006-02 "Grid Reliability and the impact on Plant Risk and Operability off Offsite Power" se crearon 2 grupos de trabajo en el marco de UNESA con participación de los despachos delegados (DD), las CCNN, REE y el CSN para a) protocolizar la comunicación del Operador del Sistema a las CCNN del estado de la red y el impacto en el riesgo y b) actualización de los análisis y resultados de estudios de estabilidad dinámica (ESCENRED).

Esta ponencia desarrolla los análisis realizados en el grupo de trabajo del proyecto ESCENRED aplicados a las C.N.Ascó y C.N. Vandellòs y la afectación a los protocolos de comunicación sobre el estado de la red en el entorno de dichas CCNN.

La revisión de los análisis de ESCENRED ha tenido en cuenta la revisión anterior, la actualización de los modelos de central y red, la inclusión de modelos más precisos de las barras auxiliares y del sistema de transferencias y la definición de nuevos escenarios.

Se han definido una serie de nuevos escenarios de simulación en base a la zona de influencia y las experiencias de incidentes que han afectado a la centrales, y sobre estos casos base se han definido una serie de sensibilidades para verificar la afectación de descargas de líneas etc.

El resultado ha supuesto una validación de la zona de influencia de la red encontrándose ciertos aspectos que requieren estudio adicional determinándose una serie de acciones entre las que se destacan la verificación y posible propuesta de optimización del modelo de excitación y de regulación de velocidad, limitación de operación de la planta en puntos que en las simulaciones se han demostrado con poco margen para garantizar la estabilidad, otras mejoras a analizar en cuanto a la instalación de sistemas estabilizadores de tensión de red (PSS), relés de estabilidad, revisión de los protocolos de comunicación y otras acciones.

36- 17

IMPLANTACIÓN PLAN DE SEGUIMIENTO DEL ESTADO Y COMPORTAMIENTO DE SISTEMAS EN CENTRAL NUCLEAR ALMARAZ

I. Montero Puertas¹, A. López Pozo¹, R. González Redondo²

¹UNIVERSIDAD DE EXTREMADURA, ²CN ALMARAZ

La ponencia tiene por objeto presentar el proceso de implantación del Plan de Seguimiento del Estado y Comportamiento de Sistemas en la Central Nuclear de Almaraz. Se definirá el alcance, proceso, frecuencias y criterios de evaluación del estado y comportamiento de los sistemas incluidos en el Plan de Fiabilidad, así como los requisitos documentales de esta evaluación.

El Objetivo del Plan de Fiabilidad de Equipos es disponer de una metodología que, a través del seguimiento de las tendencias de los parámetros críticos y del análisis de dichas tendencias y de los fallos permita identificar los fenómenos degradatorios que se produzcan e implantar las acciones oportunas para evitar el fallo de los equipos y sistemas críticos para la seguridad y fiabilidad de la instalación.

Como resultado del proceso de implantación del Plan de Fiabilidad de Equipos en la Central Nuclear de Almaraz, a finales de 2012 había un total de 11 sistemas en seguimiento, incorporándose 9 más a lo largo del 2013 y estando prevista la total implantación en todos ellos a finales de 2018. Fruto de la elaboración de los Informes de Estado de los sistemas y del seguimiento periódico realizado sobre los mismos, se han identificado diversos fenómenos degradatorios y se ha adquirido un mejor conocimiento sobre el comportamiento y evolución de los principales equipos y componentes de la instalación, lo que ha permitido la anticipación a posibles fallos, implantándose inmediatamente las acciones oportunas para evitar el fallo o estableciendo un programa de acciones para actuar en recarga. Con esta metodología se obtiene una visión y valoración global sobre los sistemas de la CN Almaraz de gran utilidad.

36- 18

ESTUDIO DE CAMBIO DE GAS REFRIGERANTE R22 EN UNIDADES ENFRIADORAS MEDIANTE SIMULACIÓN EN ECOSIMPRO

J. Prieto¹, M.ª C. Molina¹, C. Gavilán², J. Olmedo¹

¹IBERDROLA INGENIERIA Y CONSTRUCCIÓN,

² IBERDROLA GENERACIÓN NUCLEAR

La presente ponencia está basada en el estudio termodinámico del circuito de refrigeración de unidades de enfriamiento empleando el software EcosimPro. El objetivo de la misma, es el análisis del rendimiento teórico de dichas unidades de enfriamiento mediante el uso de diferentes gases de refrigeración, debido a que por normativa de la Comunidad Europea, a partir del año 2010, queda prohibido importar, producir, vender y/o usar R-22 virgen, estando el uso de R22 reciclado permitido hasta el 1 de Enero del año 2015.

Mediante la presente ponencia, se muestra el análisis realizado de la eficiencia y la viabilidad del uso de diferentes gases refrigerantes en el circuito térmico de una unidad enfriadora. Se explica el estudio del funcionamiento del equipo mediante el análisis comparativo de los parámetros térmicos característicos del mismo, modelando la unidad enfriadora en su operación con gas R22 y los dos gases refrigerantes sustitutivos del R22 más habituales, R507A y R403A.

Las conclusiones del estudio realizado, han sido concluyentes de cara al proyecto de cambio de refrigerante de unidades de enfriamiento que emplean R22. Con respecto a la viabilidad del cambio, se observó que el gas R507A daba problemas por alta presión en la carcasa del condensador de la unidad enfriadora, por lo que era necesario reducir la eficiencia del grupo para solventar el problema de su alta presión. El refrigerante R434A, resultó ser un refrigerante con un comportamiento muy similar al del R22, obteniéndose con él, mejores condiciones de presión en el circuito, mayor eficiencia y un menor requisito de potencia en el compresor del equipo, siendo problemático únicamente por ser un refrigerante mezcla, de tipo zeótropo con deslizamiento de temperatura, lo que implica que una pequeña fuga del mismo obliga a realizar una reposición total del refrigerante.

36- 19

METODOLOGÍA DE ANÁLISIS Y SIMULACIÓN CFD DE LA EMISIÓN DE PRODUCTOS TÓXICOS E IRRITANTES

M. Salvat¹, C. Colomer¹, P. Briani¹, C. Cendra²

¹IDOM ²ANAV

Las centrales nucleares deben garantizar que la emisión de posibles penachos de productos tóxicos o irritantes provenientes de emplazamientos industriales cercanos, accidentes en vías de transporte o vertidos en el propio emplazamiento no supera los límites de toxicidad.

Para los diferentes emplazamientos, el estudio de emisión y desarrollo de sustancias químicas sitas e inventariadas en el propio emplazamiento se realiza en sus bases de licencia y se revisa de forma periódica en los IPEEE.

La metodología del proyecto que desarrolla el análisis CFD del comportamiento de productos tóxicos e irritantes emitidos en el emplazamiento según las siguientes fases.

En una primera etapa se ha debido establecer las condiciones que en una simulación CFD con Fluent®, maximicen y a la vez arrojen unos resultados realistas sobre la concentración de especies tóxicas o irritantes así como del desarrollo de la pluma térmica. Para ello se ha definido la geometría de la planta y su entorno, se ha escogido el listado y concentración de sustancias tóxicas emitidas a través de análisis in situ así como literatura específica, se ha definido el funcionamiento de sistemas que por proximidad pudieran interferir en el desarrollo del penacho y se ha realizado la búsqueda de literatura especializada que defina los IDHL para las diversas sustancias.

Los trabajos desarrollados han permitido realizar una aproximación más realista a los problemas asociados a la emisión y evolución de penachos con sustancias tóxicas e irritantes teniendo en cuenta que las resoluciones clásicas mediante modelos de dispersión gaussianos no funcionan para focos emisores y puntos receptores cercanos y no pueden tener en cuenta las interferencias de elementos pasivos o activos colindantes.

36- 20

PUNTOS PARA TOMA DE VIBRACIONES EN EQUIPOS

D. Soro Sánchez

ANAV

Tal y como requiere la normativa, para realizar el seguimiento de vibraciones de los equipos de planta que están requeridos, hay que tener identificados los puntos dónde se toman las vibraciones, de forma que se garantice la fiabilidad y repetitividad de las mediciones realizadas.

En CNV II a raíz de un "Benchmarking" realizado en las plantas homólogas de USA. (Shearon Harrys + H.B.Robinson), se ha iniciado un programa de instalación de arandelas identificativas de los puntos en los que se realiza el seguimiento de vibraciones requerido por la normativa, en los equipos a los que aplica y / o los que requieren seguimiento especial.

En CNV II se están instalando los puntos identificativos, de forma que queda perfectamente definida tanto la ubicación del punto donde se toman las vibraciones, como la nomenclatura del mismo. Estos puntos facilitan la repetitividad de las medidas requeridas por la normativa, asimismo facilitan el trabajo de los técnicos que van a capturar los datos (mejora en el ámbito de Facto-

res Humanos) y de esta forma se eliminan los "grafitis" que había en todos los equipos, para identificar estos puntos de medida.

Se trata de una presentación que por ser de "poca entidad", se podría presentar mediante posters, con detalles de cómo estaban los equipos antes y después de la instalación, proceso y materiales utilizados, problemas detectados en equipos especiales, resultados obtenidos. Asimismo, se trata de un tema de experiencia operativa propia, ejemplo práctico, exportable a otras plantas.

36- 21

EXPERIENCIA DE GNFE EN LA ELABORACIÓN DE ACRS PARA CN. ASCÓ

A. Gonzalvo Manovel, C. Domingo Cruz, J. A. Herrera Navarro

GAS NATURAL FENOSA ENGINEERING

Desde el año 2008, GNFE, ha estado colaborando con el área de Experiencia Operativa de CN. Ascó, en el análisis de incidentes. Dicha colaboración se inició en el marco del Plan PROCURA, que la Asociación Nuclear Ascó-Vandellós (ANAV) puso en marcha para corregir las debilidades detectadas tras el suceso de emisión de partículas ocurrido en el emplazamiento a principios de 2008.

Desde ese año 2008 hasta la actualidad GNFE ha realizado del orden de 13 análisis causa raíz mediante metodología MORT y otros 20 análisis mediante metodología HPES en CN Ascó. Para la realización de los análisis se ha contado con el apoyo de personal de la planta principalmente en los aspectos relativos al suministro de información, organización de las entrevistas y presentación de resultados.

De la experiencia de GNFE en la elaboración de ACRs para CN. Ascó destaca:

1. Necesidad de disponer en planta de la figura de un coordinador con experiencia que permita gestionar de forma adecuada la información, así como la coordinación de las entrevistas.
2. Los análisis de ACRs es aconsejable realizarlos en la propia planta, puesto que esto permite a los técnicos poder indagar de una manera más efectiva en el suceso, debido a la accesibilidad a la documentación, dudas adicionales que puedan surgir las entrevistas, etc, minimizando así las interferencias en los trabajos del personal.
3. Es necesario una mayor implicación del analista, en la fase de presentación de resultados, puesto que ese trata de la persona que mejor conoce el suceso.

36- 22

MÁSTER EN INGENIERÍA NUCLEAR POR LA UPC (MÁSTER UPC-ENDESA). CONFLUENCIA DE OBJETIVOS DE LA UNIVERSIDAD, LA EMPRESA Y LA SOCIEDAD

L. Batet¹, F. Calviño¹, M.A. Duch¹, J. Dies¹, L. del Val², P. Fernández-Olano²

¹UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE CATALUNYA, ²ENDESA

El Máster en Ingeniería Nuclear por la UPC, cuya primera edición tuvo lugar en el curso 2011-2012, pretende formar ingenieros nucleares con un nivel alto de competencias que les permitan optar a puestos de responsabilidad en empresas del sector. El Máster cuenta con el patrocinio de ENDESA y la colaboración de entida-

des y empresas del sector. El Máster está imbricado en EMINÉ, European Master in Innovation in Nuclear Energy (KIC-InnoEnergy). Los estudiantes EMINÉ realizan 60 créditos del Máster de la UPC.

En esta ponencia se describen los puntos fuertes y las oportunidades de mejora detectados en el balance realizado tras concluir la primera edición del Máster y los dos semestres lectivos de la segunda edición. En el análisis se ha tenido en cuenta el rendimiento de los estudiantes y sus impresiones y grado de satisfacción, recogidas en encuestas y entrevistas.

El Máster está impartido completamente en inglés. Los 90 créditos del Máster se reparten en asignaturas obligatorias (46,5), asignaturas optativas (13,5) y prácticas externas y Proyecto Final de Máster. Todas las materias incluyen una gran dosis de actividades basadas en aprendizaje activo y trabajo en equipo. Además, durante los dos semestres lectivos, los estudiantes desarrollan un proyecto transversal en pequeños grupos. La participación de expertos externos a la universidad es muy elevada. Además de ENDESA, otras compañías (ANAV, AREVÁ, ENRESA, ENSA, ENUSA, IDOM, Nucenor, Tecnatom, Westinghouse) colaboran en el Máster; también CIEMAT. El Máster se beneficia también de la colaboración existente entre el Consejo de Seguridad Nuclear y la UPC en materia de seguridad nuclear. Tras dos años desde su puesta en marcha, se puede afirmar que en general los estudiantes están satisfechos con el Máster, que satisface las expectativas del Sector y que, formando profesionales comprometidos con la cultura de seguridad, hace una contribución significante a la sociedad.

36- 23

MINA, UNA INICIATIVA FORMATIVA, CONSOLIDADA Y MADURA, EN PROCESO DE RENOVACIÓN CONTINUA

L. E. Herranz¹, J. C. García Cuesta¹, S. Falcón¹, M. Marco, J.A. Casas²

¹CIEMAT ²UNIVERSIDAD AUTÓNOMA DE MADRID

El Master en Ingeniería Nuclear y Aplicaciones (MINA), título Propio de la Universidad Autónoma de Madrid (UAM), organizado y gestionado conjuntamente con CIEMAT, configura una de las iniciativas nacionales de formación nuclear, encaminada a la construcción de un tejido formativo sólido y eficiente.

MINA se caracteriza por un espíritu de renovación, firmemente ligado a un compromiso de mejora continua por el cual, una vez finalizada cada edición del máster, se realiza una evaluación cualitativa y cuantitativa del rendimiento de todos los estamentos de MINA. Este artículo ofrece un resumen de las mejoras que se han ido incorporando en las cinco primeras ediciones y las perspectivas de cambio en la próxima edición, que comenzará a primeros de octubre.

Las principales novedades introducidas en el máster desde su primera edición pueden sintetizarse en su adaptación al espacio europeo de educación y en la asimilación de los cambios que se han ido produciendo en el sector nuclear, tanto en contenidos como en metodología. En este sentido, aspectos como el accidente ocurrido en la central de Fukushima vienen teniendo su impacto, desde su ocurrencia, en el temario del máster y lo seguirán teniendo mientras se sigan investigando nuevos matices, como pueda ser la recuperación de suelos y de aguas. También el Almacenamiento Temporal del Combustible tendrá, con seguridad, influencia en asignaturas como Ciclo del Combustible, Residuos Radiactivos o Combustible Nuclear o dará lugar a seminarios específicos, impartidos por profesionales en estas áreas.

El equipo de dirección y organización de MINA subraya el beneficio que podría lograrse a través de una mutua colaboración entre las iniciativas educativas nacionales en el marco de la ingeniería nuclear.

36- 24**TÍTULOS DE POSTGRADO SEMIPRESENCIALES:**

- **MÁSTER EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN INSTALACIONES RADIACTIVAS Y NUCLEARES.**
- **MÁSTER EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA Y FÍSICA HOSPITALARIA**

P. Mayo Nogueira¹, G. Verdú Martín², M. Calvín Cuartero³, R. De la Vega Riber³, R. Fragio Rodríguez⁴, E. Sollet Sañudo⁴, C. Pérez⁵, L. Preciado Betriu⁵, L. Pérez González⁶, J. Peiró Juan⁷, J.M. Campayo Esteban⁸, S. Díez Domingo⁹

¹TITANIA, ²UNIV. POLITÉCNICA DE VALENCIA, ³CSN, ⁴IBERDROLA GENERACIÓN, ⁵ENRESA, ⁶UNIDAD DE PROTEC. CIVIL DE VALENCIA, ⁷ SECCIÓN SEGURIDAD RADIOLÓGICA. CONSEJERÍA DE GOBIERNO, ⁸LAINSA, ⁹H. CLÍNICO UNIVERSITARIO DE VALENCIA

En este trabajo se presentan títulos de postgrado semipresenciales en materia de protección radiológica, aplicados a instalaciones radiactivas y nucleares y al ámbito de la física hospitalaria. Ambos van dirigidos a titulados interesados en dichos campos, en los que deseen adquirir conocimientos detallados y avanzados en la protección radiológica. Los beneficios de este tipo de formación van referidos a indicadores de calidad flexible y adaptada al seguimiento que va guiando a la persona que realiza los cursos, mediante el desarrollo y adaptación de herramientas de e-learning específicas a dicha formación.

Entre los títulos que se presentan destacan la tercera edición del título de "Máster en Protección Radiológica en Instalaciones Radiactivas y Nucleares" así como la primera edición del título de "Máster en Protección Radiológica y Física Hospitalaria", el cual surge debido al interés detectado en formación específica y avanzada en las áreas de conocimiento de Protección Radiológica y Física Hospitalaria.

Ambos títulos están dirigidos por la Universidad Politécnica de Valencia en colaboración con Titania, para su coordinación y desarrollo. Se cuenta además con profesorado perteneciente a las siguientes entidades de amplia experiencia en el campo de la protección radiológica, tanto en el sector nuclear como en el de física hospitalaria: Consejo de Seguridad Nuclear, Iberdrola, Enresa, Lainsa, Protección Civil de Valencia de la Delegación de Gobierno, Sección de Seguridad Radiológica, Hospital Clínico Universitario de Valencia, Hospital Universitario y Politécnico La Fe, Centro Nacional de Dosimetría, Centro de Investigación Príncipe Felipe, etc...

La experiencia obtenida en las ediciones de los títulos que estamos impartiendo y que exponemos en el presente trabajo, demuestra el buen acogimiento de los mismos dentro del sector al que se dirigen tanto a nivel nacional como internacional, en este último caso fundamentalmente en Latinoamérica.

36- 25**CÁTEDRA "JUAN MANUEL KINDELÁN" DEL CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR: 10 AÑOS APOYANDO LA FORMACIÓN EN SEGURIDAD NUCLEAR Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA**

C. Queral Salazar¹, F. J. Elorza Tenreiro¹, L. Ramos Salvador²

¹UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID ²CSN

Dentro de las actividades de fomento de la formación en el campo de la Seguridad Nuclear y Protección Radiológica por par-

te del Consejo de Seguridad se incluyen las Cátedras de Consejo de Seguridad Nuclear.

El objetivo de esta ponencia es describir las actividades realizadas por la Cátedra durante 10 años en la Escuela Superior de Ingenieros de Minas de Madrid en cuanto a cursos y becas concedidas a lo largo de una década.

Los resultados obtenidos por la Cátedra Juan Manuel Kindelán muestran una clara mejora en la formación de los alumnos de grado, posgrado y doctorado de la Escuela de Minas en las áreas de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica.

36- 26**SEGUIMIENTO DEL ESTADO DEL FONDO MARINO EN EL LITORAL DE VANDELLÓS (TARRAGONA)**

M. Villarreal Romero, G. Ribes Hernández, J.L. Esparza Martín ANAV

En este estudio se presenta la evolución a lo largo de dos años, del medio marino de la franja litoral próxima a la Central Nuclear de Vandellós II.

Se ha realizado el seguimiento de las comunidades de valor ecológico más alto como son las praderas de fanerógamas marinas. Entre estas destaca la Posidonia oceanica y la Cymodocea nodosa.

Los resultados indican que el tramo litoral situado delante de la CN Vandellós II mantiene un estado ecológico excelente. Las condiciones observadas en el primer año se han mantenido hasta el final del estudio. Las restricciones impuestas en este tramo litoral, la ausencia de vertidos antropogénicos así como la presencia de infraestructuras han permitido conservar ecosistemas y especies marinas protegidas con un grado de vulnerabilidad elevado.

36- 27**SEGUIMIENTO DE LA EVOLUCIÓN DE LAS POBLACIONES DE MACROINVERTEBRADOS EN EL RÍO EBRO A SU PASO POR LA C.N. ASCÓ**

A. Bertran Grau, L. Munté Clúa, A. Serra Estopà, J.L. Esparza Martín

ANAV

Se ha realizado seguimiento a lo largo de dos años, del estado ecológico del tramo de río Ebro comprendido entre el embalse de Flix y el embarcadero de García en la Ribera d'Ebre mediante el estudio de macroinvertebrados acuáticos como indicadores de la calidad del agua y del microhabitat donde se desarrollan.

Mediante el cálculo de estos indicadores se contribuye a un mejor conocimiento de la biología de estas especies para su control, así como para valorar el impacto de la actividad de la C.N. Ascó. Los muestreos realizados en los citados puntos han permitido establecer los valores del índice IBMWP (Iberian Biological Monitoring Working Party).

Según los valores obtenidos del índice IBMWP, se obtiene una calidad ecológica buena. Además de las familias de macroinvertebrados identificadas en los diferentes puntos de muestreo, se corrobora la presencia de ciertas especies invasoras presentes en el río Ebro como Corbicula fluminea, Dreissena polymorpha y Procambarus clarkii.

36- 28

ESTUDIO COMPARATIVO ENTRE LAS MEDIDAS RADIOLÓGICAS ADQUIRIDAS MEDIANTE ESPECTROMETRÍA GAMMA CON CRISTALES DE NAI(TL) Y LABR3(CE) Y AQUELLAS OBTENIDAS CON DETECTORES GEIGER

E. Prieto, R. Casanovas, M. Salvadó

UNIVERSIDAD ROVIRA I VIRGILI

La renovación de la Red de Estaciones Automáticas de vigilancia radiológica ambiental (REA) de la Generalitat de Cataluña comprende la instalación de distintos equipos de espectrometría gamma. Estos equipos permiten identificar los isótopos presentes en el ambiente y realizar una estimación de su actividad. No obstante, esto no es posible para tiempos de integración cortos, y conviene tratar los datos espectrométricos de forma equivalente a los datos obtenidos por los detectores Geiger.

(**) En este estudio, se comparan los datos adquiridos mediante espectrometría gamma con los obtenidos por un monitor Geiger de la REA. Las medidas espectrométricas se adquieren mediante dos cristales de centelleo, uno de NaI(Tl) y otro de LaBr₃(Ce), midiendo directamente en el ambiente y situados a unos 2 m de altura y que, gracias a un blindaje de Pb, miden únicamente la radiación proveniente del semiplano superior.

(***) El análisis de los datos espectrométricos obtenidos en períodos de integración cortos se realiza mediante el estudio de la evolución temporal del número de cuentas en ciertas ventanas o regiones de interés (ROIs) de los espectros gamma. Las ROIs se escogen de forma estratégica, ya sea por su probabilidad de albergar cuentas provenientes de emisiones gamma características de ciertos isótopos (recomendaciones de la IAEA) o por su proporcionalidad con alguna magnitud radiológica de interés.

En el estudio se muestra que este enfoque posibilita una respuesta rápida frente a un incremento radiológico de forma equivalente a la de un detector Geiger, pero además ofreciendo información isotópica en tiempo real. Esta información complementaria permite hacer una distinción primaria del incremento radiológico según el origen del mismo, ya sea debido a fenómenos naturales o a emisiones artificiales.

36- 29

ROBOT PARA LA DESCONTAMINACIÓN DEL FONDO DE LA CAVIDAD DE CC.NN. DURANTE LAS OPERACIONES DE RECARGA DE COMBUSTIBLE

J.I. Vaquer Pérez, J. Lacalle Bayo, A. Martínez Pulgarín

GRUPO DOMINGUIS

En este trabajo se presenta el robot DEMOS, equipo diseñado para realizar la descontaminación del fondo de la cavidad de Centrales Nucleares durante las operaciones de recarga de combustible. Su objetivo es poder realizar la descontaminación del suelo de la cavidad mediante cepillado y aspirado de las partículas allí presentes tras las operaciones de movimiento del combustible, y antes de bajar nivel. De esta forma, se reduce la dosis operacional de los trabajadores en las actividades que se realizan posteriormente en cavidad.

El robot ha sido desarrollado en el Innovation Center del Grupo Dominguis y se ha diseñado para poder trabajar sumergido, y para que proporcione una alta eficacia en la tarea de descontaminación.

La aspiración de las partículas se puede hacer desde un sistema de filtrado sumergible, el cual ofrece un gran poder de aspiración y de filtración, o desde un filtro montado en el propio robot. De esta forma, se concentra la contaminación en un único sitio y se puede gestionar de forma adecuada para que, cuando el personal acceda a cavidad a realizar otras operaciones de mantenimiento, la tasa de dosis y la probabilidad de contaminación del personal sean menores.

36- 30

TRANSPORTE DE GAS EN LA BARRERA DE BENTONITA DE UN AGP Y SUS INTERFASES

V. Gutiérrez Rodrigo, M.^a V. Villar Galicia, P. L. Martín Martín, F. J. Romero Álvarez

CIEMAT

En un almacenamiento geológico profundo (AGP) de residuos radiactivos puede producirse una significativa cantidad de gas debido a procesos de corrosión y degradación, entre otros. Al tratarse de formaciones de baja permeabilidad (fundamentalmente la barrera de ingeniería constituida por bentonita), la generación y consiguiente acumulación de gas durante largos períodos de tiempo puede contribuir al desarrollo de presiones de gas elevadas que darían lugar a un inadecuado funcionamiento del almacén.

El principal objetivo de este estudio es determinar las propiedades del transporte de gas en muestras de bentonita y sus interfaces, representativas de la barrera de ingeniería de un AGP. Para ello, se llevaron a cabo una serie de experimentos de laboratorio en muestras de bentonita FEBEX española compactada con densidades entre 1,3 y 1,6 g/cm³ y saturada en agua. En este tipo de ensayos se obtienen valores de presión de *breakthrough*^{*}, y a su vez, es posible calcular permeabilidades al gas en las diferentes muestras de bentonita estudiadas.

Los resultados muestran que la presión de breakthrough es más elevada conforme aumentan los valores de densidad seca, del orden de 5,0 MPa y 15,0 MPa para densidades secas en torno a 1,3 y 1,6 g/cm³, respectivamente. Estos valores de presión obtenidos son, a su vez, mayores que los valores de presión de hinchamiento medidos para las mismas densidades en muestras de bentonita saturada.

Tras detectarse el paso de gas a través de la muestra, los valores de permeabilidad al gas calculados en muestras de bentonita saturada muestran valores inferiores con respecto a muestras no saturadas de igual densidad seca. Por lo tanto, el grado de saturación en agua de las muestras influye notablemente en los valores de permeabilidad.

Por otra parte, las interfaces entre bloques de bentonita no parecen ser un camino preferente para el paso de gas una vez saturadas.

*El término *breakthrough* hace referencia a la medida de presión de aire necesaria para desplazar agua a través de una estructura porosa completamente saturada.

36- 31

ESTUDIO EXPERIMENTAL DE LA DIFUSIÓN DE ^{137}CS EN MORTEROS UTILIZADOS EN ALMACENAMIENTOS DE RESIDUOS RADIACTIVOS DE MEDIA Y BAJA ACTIVIDAD

M. García-Gutiérrez¹, T. Missana¹, M. Mingarro¹,
J. Morejón¹, J.L. Cormenzana²

¹CIEMAT, ²EMPRESARIOS AGRUPADOS

El cemento, como mortero u hormigón, se utiliza ampliamente en los almacенamientos de residuos radiactivos de media y baja actividad (RMBA), siendo la principal barrera para la migración de los radionucleidos. Con mortero se acondicionan los residuos en los bidones, y con hormigón se construyen los contenedores. En los RMBA se almacenan los isótopos radiactivos con periodo de semidesintegración ($T_{1/2}$) iguales o inferiores a 30 años, como es el caso del ^{137}Cs .

Los estudios de seguridad de un RMBA requieren conocer la capacidad de retención de los radionucleidos por los morteros usados como barreras. Estudiar la sorción y el transporte de los elementos radiactivos, es por tanto crucial. En un medio sin flujo de agua, la difusión es el principal mecanismo de transporte. Existen muy pocos datos experimentales sobre la difusión de radionucleidos en morteros. Mediante ensayos in-diffusion, se ha estudiado la difusión de ^{137}Cs en morteros empleados en un RMBA.

Se ha estudiado la difusión de ^{137}Cs en cuatro morteros, con composiciones del cemento diferentes, con ensayos de entre 143 y 391 días de duración. En todos los casos el perfil de concentración del ^{137}Cs en el interior del mortero no se ajusta a un único coeficiente de difusión aparente (Da), sino que la curva experimental parece responder a la superposición de dos perfiles. Un perfil se ajustaría con un Da menor, correspondiente al transporte a través de la matriz del mortero, pero que representaría una contribución cerca al 75%, mientras que la contribución del 25% correspondería a un Da mayor (casi un orden de magnitud) representando el transporte a través de los poros conectados o mayores del mortero. El ^{137}Cs penetra más fácilmente en el mortero fabricado con cemento con escoria al que se le añade posteriormente cenizas volantes, para el que se obtiene un valor de Da = 6.0 10-13 m²/s, valor conservativo correspondiente a la máxima penetración en la muestra.

Agradecimientos: Proyecto financiado por el Ministerio de Economía y Competitividad (Proyecto CeluCem CTQ2011-28338).

36- 32

ESTUDIO EXPERIMENTAL DEL TRANSPORTE DE HTO, ^{36}CL Y ^{137}CS A TRAVÉS DE BARRERAS DE BENTONITA Y GRANITO

M. García-Gutiérrez, T. Missana, M. Mingarro, J. Morejón,
P. Gil

CIEMAT

Muchos países consideran el almacenamiento geológico profundo (AGP) como el destino final de los residuos radiactivos de alta actividad. Dentro de los diferentes medios geológicos estudiados para albergar un AGP, el granito es la opción por la que se decantan países como Finlandia o Suecia. Además de la barrera natural de la roca huésped, en el diseño de un AGP se considera una barrera de ingeniería formada por una capa de bentonita compactada que rodea al canister o contenedor de los residuos radiactivos.

Para evaluar el comportamiento de las capas de bentonita y granito es importante comprender los procesos de migración y retención de los radionucleidos bajo unas condiciones tan próximas a la realidad como sea posible. Cuando el medio esté saturado, la difusión será el proceso fundamental de transporte. En CIEMAT, se está desarrollando un experimento a escala para estudiar los procesos de transporte de HTO, ^{36}Cl - y ^{137}Cs + a través de las barreras de bentonita hidratada y de granito.

Para realizar este estudio, en un cilindro, de granito de 38,8 cm de diámetro y 30 - 40 cm de altura, se ha instalado en su parte central un depósito cilíndrico de acero sinterizado poroso, rodeado de una capa de 9 mm de espesor de bentonita FEBEX, que contiene la solución de los radionucleidos. Para monitorizar el proceso de transporte, se realizaron sondeos radiales en 4 planos del bloque y situados a diferentes distancias del depósito. Tanto los sondeos radiales como el depósito central se muestrean periódicamente.

La concentración de ^{137}Cs + en el depósito decrece rápidamente. Sin embargo las concentraciones de HTO y ^{36}Cl - permanecen concentraciones similares a la inicial. En los sondeos radiales se detectó la presencia de HTO y ^{36}Cl - desde los primeros muestreos, no detectándose nunca la presencia de ^{137}Cs +, que ha quedadoretenido en la capa de bentonita.

36- 33

APLICACIÓN DEL MININÚCLEO DE UN PWR DENTRO DEL MARCO DEL BENCHMARK DE LA OCDE UNCERTAINTY ANALYSIS IN MODELLING

C. Arenas Moreno¹, F. Reventós Puigjaner¹, K. Ivanov²

¹UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE CATALUNYA, ²PENN STATE UNIVERSITY

Este trabajo ha sido realizado dentro del marco del benchmark internacional de la OCDE "Uncertainty Analysis in Modelling" (UAM), que empezó en 2006 y que está enfocado en el desarrollo y la evaluación de métodos de incertidumbres para ser usados en simulaciones best-estimate de reactores de agua ligera. El proporcionar las predicciones de seguridad con sus márgenes de confianza permitirá una más precisa especificación de los márgenes de seguridad y, por lo tanto, una mayor flexibilidad operativa y optimización de diseños.

El objetivo consiste en analizar el efecto que produce la homogeneización y condensación de las secciones eficaces en multigrupo, en la propagación de incertidumbres de las secciones eficaces al cálculo neutrónico del reactor. Para propagar las incertidumbres se aplican dos aproximaciones. En la primera aproximación se aplica la Teoría de Perturbación Generalizada (GPT) en el cálculo del mininúcleo completo. En la segunda aproximación se combina la GPT con un muestreo estadístico de las secciones eficaces a nivel del EC.

En este trabajo se presentan los resultados obtenidos para el factor de multiplicación y su incertidumbre asociada, en el caso particular del cálculo de mininúcleo de un PWR. Se ha calculado el factor de multiplicación a partir de las dos grandes metodologías existentes para el cálculo de núcleo, el transporte directo por método determinista y la aproximación estándar usando dos etapas. En la aproximación estándar, la primera etapa se dedica a cálculos en elementos combustibles aislados con códigos de transporte en multigrupo, mientras que en la segunda etapa, se usa la condensación y homogenización para generar las secciones eficaces macroscópicas de los elementos combustibles con una estructura de dos grupos de energía, para continuar con el cálculo de núcleo. Se han calculado las incertidumbres asociadas al factor de multiplicación para cada una de las metodologías y se ha observado que la incertidumbre en el factor de multiplicación aumenta cuando usamos la aproximación estándar para el cálculo de mininúcleo.

36- 34

IS-32. ESC IMPORTANTES PARA EL RIESGO REQUERIDOS POR EL CRITERIO 4 EN ASCÓ Y VANDELLÓS II

J. Fornós Herrando, H. Hernández Escolano

ANAV

En noviembre de 2011 el CSN emitió la IS-32 sobre Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) de las centrales nucleares. En el apartado 4.2 de su artículo tercero se requiere que estén dentro del alcance de ETF todas las estructuras, sistemas, componentes (ESC) y aspectos específicos de la central que estén relacionados con la seguridad y/o que sean significativos para el riesgo, con arreglo a uno o varios de los cuatro criterios establecidos.

El criterio 4 en si es novedoso y dado que de forma genérica no se podía asegurar que las plantas lo cumplían, la IS-32 establece la disposición transitoria segunda, por la que emplaza a los titulares a incorporar a ETF aquellas ESC significativas para el riesgo, requeridas por dicho criterio.

ANAV ha realizado el análisis para las centrales de Ascó y Vandellós II siguiendo los criterios de importancia del riesgo acordados con el CSN cuando se decidió transitar hacia el estándar NUREG-1431.

Como resultado del análisis se ha obtenido una lista de componentes cuya importancia para el riesgo supera los criterios establecidos, de la cuál se han eliminado los componentes ya incluidos en ETF, obteniéndose finalmente:

- Válvulas de alivio de los generadores de vapor, en particular su función de cierre, tanto para Ascó como Vandellós II.
- Bomba de prueba hidrostática como medio alternativo de inyección a cierres de las bombas de refrigerante del reactor (BRRs), para Vandellós II, aunque, debido a la futura implantación de los sellos pasivos de las BRRs, se ha propuesto no incluirlo.

Así pues, se ha emitido la propuesta de cambio de ETF relativa a la inclusión de las válvulas de alivio de los generadores de vapor, tanto para Ascó como Vandellós II. Se ha aprovechado el estándar NUREG-1431 como referencia para el desarrollo de la misma.

36- 35

COMPARACIÓN DE LA FENOMENOLOGÍA DE LAS SECUENCIAS DE SBO CON Y SIN LOCA DE SELLOS EN REACTORES PWR WESTINGHOUSE

L. Mena Rosell¹, C. Queral Salazar¹, J. Gómez Magan², G. Jiménez Varas¹, F. J. Hortal Reymundo³

¹UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID, ²INDIZEN TECHNOLOGIES, ³CSN

Las secuencias de SBO han cobrado una cierta notoriedad después del accidente de Fukushima. Dentro de este tipo de secuencias la aparición o no de LOCA de sellos de las RCP determina la evolución del accidente.

En este trabajo se ha aplicado la metodología de análisis integrado de seguridad (ISA), desarrollada por el CSN, a secuencias de SBO. El objetivo es comparar la evolución de las secuencias de SBO en un amplio espectro de condiciones y tiempos de recuperación de AC y pérdida de la DC. Las simulaciones se han realizado con la herramienta SCAIS acoplada a MAAP.

El conjunto de simulaciones realizadas, del orden de 2000 secuencias, muestran claramente las diferencias de la evolución de las secuencias con y sin LOCA de sellos. Este tipo de análisis permite verificar cual sería la gestión más adecuada de la secuencia en función de la aparición o no del LOCA de sellos.

36- 36

INDICADORES DE SEGURIDAD NUCLEAR Y EXPLOTACIÓN DE LAS CENTRALES DE ANAV

M. Quintana, M. Jordá

ANAV

La utilización de indicadores por parte de las plantas de ANAV, pretende ser una herramienta para facilitar la evaluación del comportamiento de las unidades durante un periodo de tiempo concreto.

Dentro del gran abanico de indicadores existente en las plantas, nos centraremos en aquellos que estén relacionados básicamente con la Seguridad Nuclear y la Protección Radiológica.

Actualmente, estos indicadores están desglosados en el Informe de Seguridad Operativa que trimestralmente publica el departamento de Licenciamiento y Seguridad Operativa.

Está ponencia desarrolla:

Se realizará una presentación de los distintos indicadores que se están utilizando en ANAV, los cuales están desglosados en el Informe de Seguridad Operativa que trimestralmente publica el departamento de Licenciamiento y Seguridad Operativa.

La presentación se compondrá en una exposición de los indicadores que están afectados en las siguientes áreas básicas:

- Seguridad nuclear y protección radiológica: evaluación de los indicadores, estado de las barreras y sistemas de seguridad.
- Seguridad industrial.
- Estabilidad operativa: evolución de los parámetros de producción cuya causa sea atribuidas a asuntos relacionados con la seguridad.
- Explotación de las centrales: Operación, mantenimiento...

Los indicadores principales que serán explicados son:

- Indicadores SISC (Sistema Integrado de Supervisión de Centrales).
- Indicadores WANO.
- Indicador "Performance Indicator Index" de INPO.

De los indicadores, se explicará el concepto del indicador, el histórico y su evolución, tanto de ANAV como de las plantas PWR de INPO.

36- 37

INDICADOR DE LA EFECTIVIDAD DE LA EXPERIENCIA OPERATIVA AJENA

M. Quintana, M. Jordá

ANAV

Dentro de cualquier unidad organizativa de una empresa, es muy importante tener indicadores que den una imagen del funcionamiento de dicha unidad.

El indicador más importante de todos ha de ser aquel que indique el grado de realización del objetivo que tiene la unidad organizativa.

Si la unidad organizativa es la Experiencia Operativa Ajena, existen una serie de dificultades a la hora de poder valorar la contribución que se obtiene de la implantación de la Experiencia Operativa Ajena a la operación segura, fiable y eficaz de las centrales nucleares.

Este poster desarrolla:

- Concepto de la efectividad de la Experiencia Operativa Ajena en una central nuclear.
- Exposición del problema que se plantea a la hora de intentar medir la efectividad de la utilización de la Experiencia Operativa Ajena.
- Posibles soluciones que se pueden llegar a realizar.

36- 38

INTEGRACIÓN DE TÉCNICAS NO PARAMÉTRICAS EN EL ANÁLISIS DE SENSIBILIDAD DE RESULTADOS DE SIMULACIONES TERMOHIDRAULICAS MEDIANTE CÓDIGOS BE+U

M. Villamizar¹, S. Martorell¹, F. Sánchez-Sáez¹, J.F. Villanueva¹, S. Carlos¹, A. Sánchez¹, F. Pelayo², R. Mendizábal²

¹UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE VALENCIA, ²CSN

El uso cada vez más extendido de herramientas de cálculo realistas con estimación de las incertidumbres asociadas, en inglés conocido como BE+U (*Best Estimate + Uncertainties*), está permitiendo afrontar el análisis exhaustivo de secuencias accidentales y la mejora en la cuantificación de los aspectos de seguridad teniendo en cuenta las incertidumbres. En este contexto es primordial comprender las relaciones entre las variables de entrada "inputs" (definidas por funciones de distribución de parámetros del modelo termohidráulico) y la variable de salida "output", e.g. la PCT (peaking clad temperatura). Para ello, los índices de Sobol, entre otros, enmarcados dentro de lo que se conoce como Análisis de Sensibilidad Global, surgen como una opción que junto con técnicas no paramétricas permiten evaluar la importancia de un gran número de incertidumbres en modelos complejos, como es el caso.

El objetivo es identificar las variables de entrada más importantes debido al efecto que ejercen sobre las variables de salida, en otras palabras, cuantificar la contribución de la incertidumbre de cada variable de entrada en la incertidumbre de los resultados. Para ello se va a utilizar el método de cálculo de los índices de Sobol a través de tres técnicas no paramétricas: *Partial Least Squares Regression*, (PLS); *Artificial Neural Network*, (ANN) y *Generalized Additive Models*, (GAM).

El caso de aplicación es un accidente cuyo iniciador es una pérdida de refrigerante debida a una rotura grande en la rama fría en un reactor de agua a presión (PWR), conocido comúnmente como LBLOCA (*large-break loss of coolant accident*).

La ponencia forma parte del trabajo de colaboración enmarcado en el proyecto de investigación financiado por el Consejo de Seguridad Nuclear.

36- 39

ELABORACIÓN DE LA BASE DE DATOS DE CABLES DE C.N. ALMARAZ COMO SOPORTE DE LOS ANÁLISIS DETERMINISTAS DE INCENDIOS

T. Villar Sánchez¹, P. Fernández Ramos¹, A. García Romero¹, I. Fuente Prieto²

¹EMPRESARIOS AGRUPADOS, ²CNAT

En 2004, la NRC modificó el 10CFR50.48, estableciendo nuevos requisitos de PCI informados por el riesgo y basados en el com-

portamiento, endosando, con excepciones, la edición de 2001 de la norma NFPA-805, "Performance-Based Standard for Fire Protection for LWR Electric Generating Plants", como una alternativa para demostrar el cumplimiento con el Apéndice R del 10 CFR 50.48. En 2007, C.N. Almaraz decidió voluntariamente realizar la transición a la NFPA-805 como alternativa a las bases de licencia actuales de PCI.

En este proceso de transición, se requiere, entre otras actividades, la realización de un análisis determinista de incendios, para lo cual son necesarios, por un lado, la identificación y localización de los cables y equipos necesarios e importantes para alcanzar y mantener la parada segura, y por otro, el tratamiento de los circuitos asociados y el análisis de la aplicabilidad de los distintos tipos de espurios múltiples, todo ello en base a la metodología descrita en el NEI 00-01 Rev. 2 "Guidance for Post-Fire Safe Shutdown Circuit Analysis".

Para ello, son necesarios, por un lado, la elaboración de una base de datos estructurada que incluya toda la información relacionada con los equipos, cables, instrumentación susceptible de provocar actuaciones indeseadas, funciones, conducciones y localización de los equipos requeridos para el análisis determinista de parada segura, y por otro, la realización de un exhaustivo análisis de las consecuencias que debido a un incendio puede provocar un cortocircuito, circuito abierto o puesta a tierra en los cables relacionados con esos equipos relevantes.

Se considera además la posibilidad de que se produzcan actuaciones espurias múltiples de equipos de diferentes sistemas.

La base de datos de cables recoge toda esta información y constituye una herramienta fundamental para analizar la capacidad de la planta para alcanzar la parada segura en caso de incendio, lo cual permite detectar posibles vulnerabilidades y tomar las medidas oportunas para mejorar la seguridad de la misma.

36- 40

TRANSFERENCIA DE LODOS RADIACTIVOS DE UN TANQUE DE ALMACENAMIENTO A UN TANQUE EXPERIMENTAL EN EL JRC DE ISPRA (ITALIA)

J. Tomás Ruiz, S. Pineda Rodríguez, G.J. Verdú Company
LOGÍSTICA Y ACONDICIONAMIENTOS INDUSTRIALES

En este trabajo se presenta el diseño y realización de un sistema de transferencia para los lodos radiactivos contenidos en un tanque de almacenamiento hacia un tanque experimental y la descontaminación del mismo minimizando los residuos líquidos y sólidos. El trabajo se ejecutó entre 2010 y 2012.

El proyecto se compone de dos partes, una fase de diseño donde se realizó:

- Visita previa al emplazamiento y toma de datos.
- Proyecto : Diseño de la solución técnica y cálculo estructural de la misma.
- Cálculo de dosis-hombre estimada.
- Impacto radiológico ambiental.

Y una fase de ejecución:

- Montaje del sistema: SAS y Sistema de transferencia.
- Transferencia del lodo: Transferencia mediante tubería de doble capa con dis barreras de contención.
- Descontaminación del interior del tanque con un procedimiento que minimiza la generación de residuos sólidos y evita la generación de residuos líquidos.

El proyecto consistió en el diseño de un sistema de transferencia aérea para el trasvase de 42 m³ de un tanque que recogía todos los residuos líquidos de distintos laboratorios de investigación nuclear, hasta un tanque experimental en el centro común de investigación de la Comisión Europea JRC Ispra (Italia). El sistema de transferencia debe asegurar que en caso de rotura de la tube-

ría, no exista ningún vertido incontrolado al ambiente. Al mismo tiempo se presenta la descontaminación del interior del tanque de almacenamiento por medio de una técnica de descontaminación con CO₂ hasta niveles inferiores a 0.4 Bq/cm² para alfa y 4 Bq/cm² para β.

El proceso se realizó de forma satisfactoria cumpliendo todos los requisitos de la especificación técnica, incluso adelantándose en el plazo de ejecución y minimizando los residuos líquidos y sólidos.

La transferencia de todo el contenido se realiza en 3 días, sin ninguna incidencia.

Se consigue realizar una descontaminación completa del tanque, minimizando los residuos líquidos y sólidos que se habían propuesto desde un principio.

36- 41

ESTUDIO DE ALTERNATIVAS PARA LA PROTECCIÓN PASIVA DE CONDUCTOS DE VENTILACIÓN

R. Velasco Ramírez¹, J. Moreno Vega²

¹ANAV, ²IDOM

No existen soluciones estándares de mercado, dentro del ámbito y en cumplimiento de la IS30, que resuelvan la problemática de proteger a fuego durante 3 horas configuraciones de conductos en sistemas HVAC relacionados con la seguridad.

El objetivo es validar soluciones que ofrece el mercado, dentro del contexto funcional de los sistemas en la CN Ascó y priorizando siempre en la validación los requerimientos de seguridad, sin olvidar el tiempo y el coste de la implantación.

A partir de una metodología concreta, diseñada para este fin, se han podido analizar todas las posibles soluciones del mercado para barreras resistentes a fuego aplicables a sistemas HVAC, validando o no su aplicabilidad al caso concreto de Ascó.

Finalmente se ha podido disponer de más de una solución válida, tanto en los aspectos normativos, como de seguridad y aplicabilidad indicados anteriormente.

CURSOS “APRENDE MÁS DE...”

SALA 11 Jueves 26 - 09:00 h.

01 - EL SUMINISTRO ELÉCTRICO Y LA FACTURA DOMÉSTICA

PRESIDENTE: **Alberto Bañón**

Director de Regulación y Asuntos Económicos. UNESA

COORDINADORA: **Silvia Ortega Les**

Comité Técnico

Después de casi cien años donde la estructura económica y tecnológica del sector eléctrico en Europa ha permanecido sin apenas cambios, a partir de 1990 se inicia una transformación sustancial, en lo económico, con la introducción de las competencias y en lo técnico, con la aparición de nuevas tecnologías, especialmente las renovables a la vez que no gestionables, y que son en gran medida las responsables de las redes inteligentes.

Aunque España ha sido pionera en este cambio y llegado más lejos que ningún otro país en numerosos aspectos, pasados quince años los consumidores no son conscientes de lo ocurrido, en su mayoría desconocen que los actores que le suministran la energía eléctrica han cambiado radicalmente y que su factura eléctrica nada tiene que ver en forma, fondo y destino de lo recaudado con la que había antes de la liberalización. El elemento central de la exposición será la factura eléctrica, quiénes nos facturan, por qué, importe y a quién se destina el dinero de la facturación.

SALA 12 Jueves 26 - 09:00 h.

02 - TÉCNICAS DE PREVENCION DEL ERROR HUMANO EN TRABAJOS DE INGENIERÍA

PRESIDENTE: **Mario González**

Experto en Formación y Gestión de la Seguridad. TECNATOM

COORDINADOR: **Juan José Regidor Ipiña**

Comité Técnico

El objetivo principal de este seminario es proporcionar métodos proactivos orientados a la detección y prevención de los errores relacionados con el trabajo de las personas que trabajan en la ingeniería: Diseño, Operación, Mantenimiento, Protección Radiológica.....

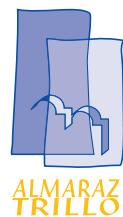
¿Por qué desarrollar un conjunto de herramientas por separado para las personas que trabajan en la ingeniería, que es diferente de la utilizada por los operadores y auxiliares?

Los errores de las personas que trabajan en la ingeniería, pueden tener un gran impacto en la seguridad de la planta y en los resultados económicos. Los errores embebidos en los procesos de la ingeniería son más sutiles que los errores activos cometidos por los operadores y auxiliares.

Los errores latentes pueden pasar desapercibidos, lo que resulta en defectos ocultos en equipos de la planta o en la documentación de apoyo.

El propósito fundamental de estas herramientas es ayudar a las personas que trabajan en la ingeniería a mantener el “control positivo” de una situación de trabajo, especialmente durante las tareas o actividades críticas.

PATROCINADORES



HITACHI



COLABORADORES



AJUNTAMENT DE REUS



EUROPEAN NUCLEAR SOCIETY



UNIVERSITAT
ROVIRA I VIRGILI



Diputació Tarragona

EXPOSITORES

