

C.N.E.A. Biblioteca	
ARCHIVO PUBLICACIONES	
Nº 1	AÑO 1984

ASOCIACION ARGENTINA
DE TECNOLOGIA NUCLEAR



XII Reunión Científica

III Encuentro Latinoamericano

3 al 7 de diciembre de 1984

RESUMENES

BUENOS AIRES
REPUBLICA ARGENTINA

ASOCIACION ARGENTINA
DE TECNOLOGIA NUCLEAR



XII Reunión Científica III Encuentro Latinoamericano

3 al 7 de diciembre de 1984

RESUMENES

BUENOS AIRES
REPUBLICA ARGENTINA

COMISION DIRECTIVA

PRESIDENTE	J. PAHISSA CAMPA
VICEPRESIDENTE	R. BOIX AMAT
SECRETARIO	R. GABARAIN
PRO SECRETARIO	C. LAZOR
TESORERO	M. VIIRSOO
PRO TESORERO	L. LARA
VOCAL I TITULAR	A.J.G. MAROTO
VOCAL II TITULAR	J. BERNAL CASTRO
VOCAL III TITULAR	L.C. AYALA
VOCAL IV TITULAR	V. KUNICA
VOCAL SUPLENTE I	A. BIERNAT
VOCAL SUPLENTE II	C. TRAMONTINI
REVISORES DE CUENTAS	R. PEREZ DEL VISO
	C. LERCH
	R. RADICELLA

DIRECTORES DE COMITE

CIENTIFICO	A.J.G. MAROTO
INFORMATICA	M. VIIRSOO
RELACIONES PUBLICAS	V. KUNICA
REUNIONES	R. GABARAIN
FINANZAS	L. LARA
GARANTIA DE CALIDAD	A. BIERNAT
EMPRESARIAL	R. BOIX AMAT
CAPACITACION	J.B. BERNAL CASTRO

MIEMBROS HONORARIOS

CONTRAALMIRANTE	ING. D. OSCAR QUIHILLALT
CONTRAALMIRANTE	D. PEDRO IRAOLAGOITIA
VICEALMIRANTE	DR. D. CARLOS CASTRO MADERO

COMITE CIENTIFICO

Director:

A.J.G. MAROTO

Miembros:

J. Abriata
G.B. Baró
D. Beninson
R.O. Cirimello
R. Fernández Prini
J. Galvele
H. Rapoport
R. Solanilla

I N D I C E

REACTORES Y CENTRALES NUCLEARES

Aplicación del Método de Elementos Finitos al Cálculo de Multiceldas Tridimensionales. C. Grant y C.R. Calabrese.	1
Cálculos de Coeficientes de Reactividad por Temperatura en la Central Nuclear Embalse. Comparaciones Realizadas Durante la Puesta en Marcha. L. Kirilovsky y A.M. Lerner.	2
Estudio Teórico-Experimental de la Reactividad Asociada a los Elementos Combustibles Especiales del Reactor RA-2. M. Fontelos y R. Waldman.	3
Simulación de las Pruebas de Estabilidad de la CNE con el Código FIREBIRD III. O. Meneghelli.	4
Instrumentación del Núcleo de la CNA II. J.L. Carreras.	5
Diseño y Optimización de los Lazos de Control de Potencia de CNA II. N. Peccia.	6
Las Limitaciones, Nuevo Concepto en el Control de Centrales Nucleares y su Aplicación en la CNA II. H. Huber.	7
Análisis Termohidráulico del Núcleo de un Reactor de Convección Natural. E. Zajdband.	8
Bases de Diseño de un Sistema de Remoción de Calor Residual. G.A. Panizza y C.E. Martiniau.	9
Da Factibilidade de Fornecimento de Servicos e Produtos Pela Nuclebrás. S.C. Valadao.	10
Estudio de la Retención de Oxidos en los Filtros TA de la CNA I con un Circuito Experimental Para Usos Múltiples. S.P. Alfí, R.E. Cosentino, R. Jimenez Rebagliati, S.J. Liberman y A.J.G. Maroto.	11

Cálculo Resonante Detallado.	
F. Leszczynsky.	12
Reactor RA-6. Determinación de la Función de Transfe- rencia con Técnicas Estáticas de Cálculo Neutrónico.	
C. Ferraris.	13
Secciones Eficaces Efectivas Para Láminas Absorbentes en Reactores MTR.	
M. Higa y M. Madariaga.	14
Secciones Eficaces Efectivas de Elementos no Activos.	
C. Notari.	15
Scattering de Neutrones Térmicos por Moléculas: Modelo Sintético Para la Función S (Q.W).	
J.R. Granada.	16
Mediciones y Análisis de Buckling de Núcleos de U/H ₂ O Enriquecidos al 90% con Reflectores de H ₂ O, C y/o Be.	
G.H. Ricabarra, M.D.B de Ricabarra y M.T. Bang. . . .	17
Ajuste de los Algoritmos de Control del Nivel de Lí- quido de los Generadores de Vapor de la Central Nu- clear Embalse.	
J.R. Lorenzetti y C. Rol.	18
Empleo de un Modelo de Simulación de Nivel de Líquido del Generador de Vapor en el Análisis de Transitorios de Operación de la Central Nuclear Embalse.	
J.R. Lorenzetti y C. Rol.	19
Modelo Global Unidimensional de un Generador de Vapor.	
A. Mingo.	20
"Recovery" de Sales en el Generador de Vapor de Atucha.	
H. Corti, R. Curti, R. Larotonda, N. Piacquadío, D. Scopetta, J. Riesgo y G. Urrutia.	21
Interpretación de las Relaciones de Concentración de Volátiles en los Generadores de Vapor de CNA I en Fun- ción de la Potencia de Operación del Reactor.	
J. Cesario, R. Manzi, N. Piacquadío y G. Urrutia. . .	22
Limpieza Química de Generadores de Vapor: ¿ Un Desa- fío Próximo?.	
A.M. Olmedo, P.J. Morando, M. Villegas, M.A. Blesa, A.J.G. Maroto y H. Marinovich.	23
Ensayos de Calificación de Procedimientos de Limpie- za Química de Generadores de Vapor.	
A.M. Olmedo, M. Villegas, P.J. Morando, J. Romagnolo, H. Marinovich, M.A. Blesa y A.J.G. Maroto.	24

Estabilidad Termohidráulica de Generadores de Vapor. A. Clausse y J. Converti.	25
Modelo de Simulación de Nivel de Líquido del Generador de Vapor de la Central Nuclear Embalse. C. Rol y G. Smink.	26
Optimización de Costos de un Generador de Vapor. C. Aguirre y J. Converti.	27
Análisis Termohidráulico Unidimensional de Generado- res de Vapor. J. Converti y A. Clausse.	28
Análisis Termohidráulico de un Generador de Vapor con Tubos Helicoidales y de un Solo Paso. D. Parkansky y S. Halpert.	29
Evaluación de la Performance de la Central Nuclear en Operación Comercial. E. Díaz y M.A. Joseph.	30
Estimación de Costo y Evaluación Económica-Financiera de una Central tipo-CANDU de 600 Mw . M.A. Bustos, C.H. De María y V.E.J. ^e Del Frate.	31
Reinforcement Economy Obtained in Nuclear Power Plants Structures by Means of Intensive Use of Computer. B. Ernani Díaz y J.M. Borborema.	32
Metodologías Contractuales Diseñadas a Nivel Mundial Para la Ejecución de Proyectos de Construcción de Centrales Nucleares. Experiencia Argentina. C.D. Biondo, O.A. Casentini y L.H. Paredes.	33
Implementación de Facilidades y Estructuras de Obras Nucleares "Organización y Facilidades de Obra Para Montajes Nucleares". P.A. Grillo y L.A. Darnond.	34
Ayudas Operacionales por Computadora. Necesidad y Me- todología de la Implementación de un Manual de Opera- ciones por Computadora. C.E. Martiniau.	35
Determinación Experimental de Espectros en Frecuencia de Máquinas Rotativas en el Reactor RA-6. O.A. García Peyrano y R. Germi.	36
Análisis de la Velocidad Crítica de Rotores de Comp- o- nentes Nucleares. J.C. Utjés.	37

Análisis de Componentes por Técnicas de Medición de Vibraciones en la Central Nuclear Atucha I. F. Sánchez, R. Meichtry y J. Escutia.	38
Prácticas y Lineamientos de Mantenimiento Preventivo en el Area Mecánica de la Central Nuclear Atucha I. R. Cosentino.	39
Plan de Pruebas Rutinarias Para la Central Nuclear Embalse- Metodología y Análisis de Resultados Para Determinar el Grado de Confiabilidad de los Sistemas que Actúan por demanda. J.C. Devegili.	40
Sustitución al Mercado Nacional de Componentes de Planta Central Nuclear Atucha I. G. Moliterno, C.Alexenicer y R. Cosentino.	41
Pruebas Repetitivas e Inspección en Servicio de la Central Nuclear Atucha I. E. Garay Nebbia y O. Negri.	42
Transporte de Productos de Corrosión en el Sistema Secundario de la CNA I Durante Transientes Operacionales. S. Alf, L. García Rodenas, M. Grimaux, A. Iglesias, R. Jiménez Rebagliati, A.J.G. Maroto, N. Piacquadío, J. Romagnolo, D. Scopetta, G. Urrutia y M. Villegas. . . .	43
Tratamiento Químico del Sistema de Agua Fría de la Central Nuclear Embalse Utilizando Como Protector-Inhibidor Hidrazina. H. Rosales, A. Fernández y H. Rascón.	44
Detección de Pérdidas en Tubos de Generadores de Vapor e Intercambiadores de Calor y Evaluación de las Mismas Por Medición Continua de Concentración de Agua Pesada. R.A. Sainz.	45
Requerimientos y Funciones de un Sistema de Detección de Pérdidas. C.E. Martiniau.	46
Desgaste de Tubos y Barros en el Generador de Vapor de Atucha I. D. Scopetta y G. Urrutia.	47
Actualización de la Estrategia de Recambio en la Central Nuclear Embalse. C. Calabrese y J. Fink.	48

Verificaciones del Programa de Gestión de Combustible Puma-C en la Central Nuclear Embalse con Mediciones de Distribuciones de Flujo y Reactividad Obtenidas Durante Operación a Alta Potencia. E. Challier, A. De Paz, C. Moreno, J. Sidelnik, O. Serra y J. Fink.	49
Gestión Interna de Combustible en la Central Nuclear en Embalse. Actividades Realizadas en la Primera Etapa del Período de Recambio de Combustible. E. Challier, A. De Paz, C. Moreno, R. Bustamante y J. Fink.	50
Quemado de Extracción con Elementos de 36 y 37 Barritas Combustibles en la Central Nuclear Atucha I. C. Grant y O. Serra.	51
Detección de Combustible Fallados a Través de la Relación Xe^{133} , Kr^{88} Considerando la Potencia del Reactor. H. Rosales, A. Fernández y H. Rascón.	52
Detección de Elementos Combustibles Fallados en el Reactor RA-6 por Monitoreo Continuo en Aire y Agua. M. Santini y J. Lolich.	53
Determinación de las Diferencias de Presión Sobre Estructuras de Hormigón de la CNA II Originadas por Posibles Roturas en el sistema Secundario. A.M. González.	54
Técnica de Identificación Aplicada a un Sistema de la CNE. M.C. Parpaglione y C. Strizzolo.	55
Análise Dinámica de Sistemas. E. Selvatici, E. Carvalho y V.L.B.Barreto.	56
Comportamiento Dinámico de Placas Rectangulares con Diversas Condiciones de Apoyo y con un Corte Rectangular en el Borde. P.A.A. Laura, J.C. Utjés, P.A. Laura, V.H. Cortínez y V.H. Palluzzi.	57
Fabricacao de Componentes Pesados Nucleares na Nuclep G.F. Wacker	58
Testes de Componentes de Produtos Industriais Visando sua Utilizacao em Instalacoes Nucleares. I.P.V. Paiva, F.A. Estevez, J.A.L. Horta y R.B. Pinheiro.	59
Desarrollo de Empaquetaduras de Alta Presión para la Máquina de Recambio de Elementos Combustibles de la CNA I. R. Cosentino y H.R. Corti.	60

Detección y Cuantificación de Entradas de Aire en el Circuito Primario de CNA I. N.H. Piacquadío y O. Agatiello.	61
Medidas Activas Para Evitar la Formación de Mezclas Explosivas de H_2 en Aire en el Interior de la Esfera de Contención de CNA II. I. Querzoli y C. Chavarri.	62
El Comportamiento de los Productos de Corrosión Coloidales del Circuito Primario de la CNA I. A.A. Klekl, O. Agatiello, L.J. Helzel García, G.A. Urrutia, J.G. Riesgo, M.A. Blesa, A.J.G. Maroto, A.E. Regazzoni y M. Villegas.	63
Alcalinización y Dosificación de Deuterio en Reactores del Tipo PHWR. F.M. Roumiguere.	64
Radiólisis de Soluciones Acuosas de Nitrato de Gadolinio. L. García Rodenas, R. Fernández Prini y S.J. Liberman.	65
Optimización del Sistema de Recuperación de Vapor de D_2O/H_2O en CNE. L. Álvarez, R.H. Fiorini y R. Sainz.	66
Comportamiento de Resinas de Intercambio Iónico en el Tratamiento de Soluciones con muy Baja Concentración de Acido Bórico. F.M. Roumiguere.	67
Equilibrios de Intercambio Borato-Hidroxilo en Resinas Aniónicas de Grado Nuclear. E.K. de Blanco y R. Fernández Prini.	68
Descontaminación y Decapado de los Pistones de Impulsión de Bombas TA. A. Iglesias, R. Fernández Prini, E. Garay Nebia y L.J. Helzel García.	69
Circuito de Recirculación para Desarrollo de Procesos de Descontaminación y Limpieza Química. D.A. Scopetta, E. Baumgartner, M.A. Blesa, M. Fiszner y J.G. Riesgo.	70
Medición de la Potencia Térmica del Reactor de la Central Nuclear Embalse durante la Puesta en Marcha. H.H. Ferraza.	71
Utilización de Diferentes Correlaciones de Flujo Calórico en el Cálculo de Potencias de dry-out y Potencias Críticas de la Central Nuclear de Embalse. A. García y D. Parkansky.	72

MATERIALES

Corrosión del Plomo en Medios Acuosos. S. Wexler y R. Cassibba.	73
Estudio de Compatibilidad Galvánica en Reactores Experimentales. A. Iglesias, I. Raspini y M.C. Geldstein.	74
Selección y Estudios de Materiales Resistentes a la Corrosión en medios Nítricos y Fluorídricos. E. Bof, G. Gil y H. Alzabet.	75
Estudios de la Corrosión en un Evaporador de Acero Inoxidable AISI 304 L que Trabaja con Soluciones Sulfúricas. H. Alzabet, G. Gil y E. Bof.	76
Mecanismos de Corrosión Bajo Tensión de Metales y Aleaciones. J.R. Galvele, M.G. Alvarez, R. Carranza, M. Giordano, A. Maier y C. Manfredi.	77
Influencia del Ioduro de Metilo en la SCC de Aleaciones de ZR por Iodo. R. Haddad y B. Cox.	78
Influencia de la Microestructura y de los Tratamientos Térmicos en las Propiedades Mecánicas, en la Susceptibilidad a la Corrosión bajo Tensiones y en la Resistencia a la Corrosión Acuosa de Tubos de Zry-4. R. Amoroso, R. Bordoni, J. Falcone, M. Geldstein, M. Markiewicz, A. Molinari y J. Spino.	79
Fallas de Folios QD de Válvulas de Seguridad. A. Iglesias, R. Fernández Prini y R. Cosentino.	80
Efecto del Hidrógeno en un Acero de Bajo Carbono. G.F. Merlone y J. Ovejero García.	81
Observación por Microscopía Electrónica de Transmisión del Daño Producido por Hidrógeno en un Acero 304 L. A. Murut, C. Andreone y R. Versaci.	82
Productos de Corrosión en Centrales Nucleares. Estudios Fundamentales y Consecuencias Prácticas. G.A. Urrutia, N.H. Piacquadro, D.A. Scopetta, A.E. Regazzoni, E.B. Borghi, R. Larotonda, I.A. Funai, M.A. Blesa, A.J.G. Maroto, E. Baumgartner, V.I. Bruyere y M. del V. Hidalgo.	83

Estudios de Corrosión Localizada en Aceros Utilizados en Intercambiadores de Calor de la Central Nuclear de Embalse. E.N. Rodríguez, C.J. Semino y A.D. Keitelman.	84
Permeación de Hidrógeno y Estructura de Trampas en un Acero ASTM A 516 Grado 60 Trabajado en Frío . M.I. Luppo y P. Bruzzoni.	85
Acidos Politiónicos: Su Formación y Efectos Sobre los Aceros al Carbono de la Planta Experimental de Agua Pesada. G.S. Duffó y R.N. Garavaglia.	86
Estudio de la Cinética de Corrosión Aparente de la Aleación 6061 y de la Morfología de los Oxidos Generados. I. Raspini y M.C. Geldstein.	87
Simulación de la Oxidación de Circonio a Temperaturas Intermedias. Cinéticas Cúbicas Seguidas de Cinéticas Lineales. H. Galicer, A. Denis y E.A. García.	88
Ejemplo de Metodología de Diseño de un Componente del Sistema Primario. Unión de Empalme Entre la Cañería del Refrigerante Principal y el Sistema del Moderador. G.A. Panizza y C.E. Martiniau.	89
Análisis Termohidráulico del Tramo Moderador QM Para la Central Nuclear Atucha I. J. Porto y H.A. Palamidessi.	90
Solución Analítica General Para las Tensiones Térmicas en Tuberías Nucleares por Estratificación del Fluido. E. Pardo y G. Sanchez Sarmiento.	91
Metodología Para el Cálculo de Fluencia Neutrónica Para Programas de Vigilancia del Recipiente de Presión de Reactores PHWR. J.E. Volkis.	92
A Designar.	93
Evaluación de la Aceptabilidad de Anormalidades Constructivas en Recipientes de Contención Metálicos. G. Sánchez Sarmiento, A.N. Bergmann y A. Lotorto. . . .	94
Evaluación de la Integridad Estructural de un Recipiente de Contención Nuclear en Presencia de Defectos. R.S. Carnicer y G. Sánchez Sarmiento.	95

Efecto de la Excentricidad de Vainas de Zircaloy en Ensayos de Explosión por Presión Interna. R. Bordoni, R. Gurisatti y S. Mintzer.	96
Desarrollo de la Tecnología de Fabricación de Vainas de Zry-4 Para Elementos Combustibles CANDU. J.C. Almagro, A.D. Banchik, D. Bianchi, L. Iurman, R. Lanzós, R. Volpi y C. Vasquez.	97
Optimización de Parámetros del Proceso de Fabricación de Tubos de Zry-4 Tipo Embalse. D. Banchik, C. Rodríguez, J. Divito, R. Bordoni, R. Gurisatti, J. Falcone y S. Mintzer.	98
Caracterización de Defectos de Laminación en Tubos de Zircaloy-4. A.D. Banchik y H. Peretti.	99
Transformaciones de Fase Inducidas por Deformación y la Influencia del Hidrógeno en un Acero Austenítico. C. Andreone, D. Hermida y A. Pontini.	100
La Solubilidad Sólida Terminal (SST) del Hidrógeno en Circonio. E. Zuzek.	101
Estudio de Distribución Localizada de Defectos en Metales por Aniquilación de Positrones. D. Otero, A.N. Proto y R. Romero.	102
Sobreconcentración de Defectos Bajo Irradiación Neutrónica. F.J.W. Justus y H.C. González.	103
Autodifusión de Zr Alfa Monocristalino F. Dymant, J. Horvath y H. Mehrer.	104
Estudio de la Recuperación de las Variaciones Dimensionales Producidas por Irradiación con Neutrones en Zr. A.M. Fortis, G.D.H. Coccoz y H.C. González.	105
Predicción de Curvas de Tracción del Zircaloy-4 a Partir de Datos de Termofluencia. F. Póvolo y A.J. Marzocca.	106
Relajación de Tensiones Durante la Termofluencia del Zircaloy-4 F. Póvolo, L.A. Constantino y A. Marxsen.	107
Fricción Interna a Altas Temperaturas en Policristales de Zircaloy-4. F. Póvolo y B.J. Molinas.	108

Comportamiento al Creep por Temperatura de la Aleación Zr-8Nb-1Al. J.C. Bolcich.	109
Modelado por Elementos Finitos, del Comportamiento Visco-Elasto-Plástico de Materiales. E. Pedemonte y F.G. Basombrío.	110
Caracterizacáo Química de Zircaloy Pelas Técnicas de Cromatografía Gaseosa, Espectrografía de Emissao e Fluorescencia de Raios-X. O. Vega, L.C.P. Reina, I.M. Sato, V.L.R. Salvador, A.R. Lordello y K.Imakuma.	111
Radiografiado de Soldaduras a 250°C en las Válvulas Parcializadoras de Alimentación Principal de Vapor de la Central Nuclear en Embalse. M.J. Tacchia, J. Talmadge y J.L. Roa.	112
Laminación de Cables de Aislación Mineral. D. Arocena, D. Palmerío, J.L. Regueiro Veiga y R. Ríos.	113
Obtención de UO ₂ y UO ₂ -CeO ₂ Sinterizable por Proceso de Gelación Externa. A. Gómez Constenla y M. Sterba.	114
Estudio de Hormigones Pesados Estructurales con Agregados Nacionales. L.V. Costa, E.M. Rodríguez, A.N. Rodríguez, A. Giovambattista y L.P. Traversa.	115
Sistema Computarizado Para Ensayos por Corrientes Parasitas. H. Mendonca y M. Ruch.	116

CICLO DE COMBUSTIBLES, INGENIERIA Y DESARROLLO DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES

Criterios y Requerimientos del Diseño Básico de los Elementos Combustibles de Bajo Enriquecimiento Para el Reactor RA-3. H.E. Nassini, J.J. Tiebas y J.A. Casario.	117
Ingeniería de Detalle de los Elementos Combustibles de Bajo Enriquecimiento Para el Reactor RA-3. H.E. Nassini, J.J. Tiebas, R. Gerding y J.A. Casario.	118
Procedimientos de Ensayos de Irradiación y Postirradiación de Placas Combustibles de Bajo Enriquecimiento. C.A. Kohut, J.O. Gomez y E.E. Perez.	119

Modificación del Diseño de Barras Combustibles Para la CNA I. Empleo de un Resorte de Compresión. H.F. Helbing, L. Alvarez, S.I. Núñez Pettinari y J. A. Casario.	120
Procedimiento Estadístico Para la Determinación del Diámetro de Pastilla Combustible Para el Armado de Barras Combustibles (BC) Para la CNE. L. Alvarez, N. Lema y J.A. Casario.	121
Código Para Describir la Interacción Entre UO_2 y Zircaloy en el Rango de Temperatura 1000-1700°C. ² A. Denis y E.A. García.	122
Hidrogenio Ocluso em Pastilhas de UO_2 . O. Vega, H. Riella y K.Imakuma.	123
Determinación de Hidrógeno y Agua en Pastillas de UO_2 Para Elementos Combustibles de Potencia. G. Thern y A. Marajofsky.	124
Análisis del Contenido de Humedad Ambiental Retenida por el Recubrimiento de Grafito en Barras Combustibles Para la Central Nuclear Embalse. D. Braillard, S. Llorca y R. Olezza.	125
Análisis Mecánico Metalúrgico de Soldaduras del Ensamble de EC de la CNE. J. Valesi, R. Martínez, E. Carella, D. Peresas y D. Balzaretí.	126
Selección de la Atmósfera Interna Helio-Argón en Barras Combustibles Para la CNE D. Braillard, S. Llorca y R. Olezza.	127
Estación Subacuática de Inspección Visual y Metrología de EC CANDU en Pileta de Depósitos de la CNE. G. Ruggirello, A. Zaverucha, D. Mielnicki, V. Pozzatti y E. Castagnari.	128
O Desenvolvimento de Combustíveis Alternativos Para Centrais PWR. P.E. Cardoso, R.A.N. Ferreira, W.B. Ferráz, F.S. Lameiras, A. Santos, G. Assís, W. Doerr y E. Werner.	129
Capacidad Argentina de Suministro Internacional de EC Para Reactores de Investigación. D. Giorsetti, J.O. Gómez y E.E. Pérez.	130
Proyecto del Reactor RU-2: El Problema de la Selección del Tipo de Combustible. L.A. Loureiro.	131

Relación Entre el Proceso de Producción y la Sinterabilidad en Polvos de UO_2 (EX-AVC) Producido por Distintas Vías. D. Marchi, J. Celora, G. Leyva, D. Fernández y A. Marajofsky.	132
Avance en el Diseño y Construcción de la Planta Para la Producción de Polvo U_3O_8 . N. Boero, C. Parodi, G. Leyva, J. Celora y A. Marajofsky.	133
Refinación de Concentrados Uraníferos: Determinación de Condiciones Óptimas. M. Amendolara, R. Afiasco, A.M.L.G. Batistoni, M.de la Fuente, P.E. Gómez, A. González y E. Melia.	134
Evaluación de Performance de los Combustibles de la Central Atucha I Ante el Cambio de Estrategia de Recambio. M.I. López Pumarega y E.E. Pérez.	135
O Processo de Enriquecimento Isotópico do Urânio Pelo Jato Centrífugo e Suas Perspectivas Industriais. J.W.C. Dias.	136
Fabricación de Polvo de UO_2 Para Combustibles de Potencia con Tecnología Nacional. I. Dymant.	137
Reprocesamiento de Combustibles Nucleares ¿Por Qué?. F. Kaufmann.	138
Programa de Vigilancia Para Recipientes de Presión en Reactores Tipo: PHWR. D. Jinchuk y M. Mondino.	139
Transformación Martensítica Inducida por Deformación en el Acero Inoxidable 304. R. Versaci, P. Alvarez y A. Hey.	140
Influencia de la Temperatura sobre Endurecimiento Superficial de Aceros Inoxidables Austeníticos. A. Hey, P. Alvarez, R. Versaci y J. Antiquera Muñoz.	141
Estudio de la Anisotropía de la Termofluencia en una Chapa Laminada de Circonio. M. Resta Levi, C. Rodríguez y J.C. Almagro.	142

PROCESOS Y ANALISIS

Sistema de Alto Vacío del Acelerador de Iones Pesados Tandar. N. Fazzini, H. González y J.M.Riso.	143
Separación de Isótopos Utilización de Rellenos Regulares para la Obtención de Agua Pesada Vía Destilación. Z. Spekuljak.	144
Sistema Experimental para Determinar la Distribución Entre Vapor y Agua de Aditivos y Contaminantes. R.Crovetto, R. Fernández Prini y E. Rozenwasser. . . .	145
Determinación de la Isotopía de Boro en Muestras de H_2BO_3 por SSMS R.F. Cretella, R.A. Lukaszew, J.G. Marrero y C.J. Noutary.	146
Determinación Espectrométrica de Uranio en Menas y Soluciones con TAAP. G.N. Bianco de Salas y R.J. Correia.	147
Sistema Espectrométrico para la Determinación Directa y Simultánea de Elementos Químicos en U_3O_8 y en Circonio y Zircaloy. A.J. Pérez Puissant, A.L Pazos, M. Tomás, D.A.Batistoni y O.O. Guido.	148
Control Estadístico y Aptitud de un Método Espectrométrico de Análisis: Determinación Simultánea de 16 Impurezas en U_3O_8 . A.J. Pérez Puissant, A.L. Pazos y O.O. Guido.	149
Determinación Cuantitativa de Hafnio por Fluorescencia de Rayos X, en Soluciones Acuosas-Sulfúricas y Orgánicas Aplicación al Desarrollo de Procesos en Plantas Pilotos. D.V. de Leyt y C. H. Colángelo.	150
Determinación de Hierro: Su Uso en el Control de la Purificación de Plutonio en el L.P.R. A.E. Pierri y G.G. Gonzalez.	151
Control Analítico del Desarrollo de Métodos de Inmovilización de Residuos Radiactivos. H. Alzabet, R. Crubellati, C. Devida, N. Di Santo, G. Gil, G.G. Gonzalez y R. Servant.	152
Determinación de Componentes Metálicos por Espectrometría de Llama en la Vitrificación de Residuos Radiactivos. D.A. Batistoni, R.O. Crubellati, N.R. Di Santo, S.N. Pérez San Martín y P.N. Smichowski.	153

Determinación Espectrofotométrica de Microcantidades de Circonio con Naranja de Xilenol. Aplicación al Campo Nuclear. R. Crubellati y C. Devida.	154
---	-----

RADIOPROTECCION, SEGURIDAD NUCLEAR Y RESIDUOS RADIATIVOS

Análisis de Transitorios en Reactores de Investigación Mediante el Uso del Código "PARET". A. Vertullo.	155
Análisis de Accidentes con Pérdida de Refrigerante en la Central Atucha I. M. L. de Bertodano y P. Serrano.	156
Análisis de la Salida de Servicio de una Bomba del Sistema de Transporte de Calor de la CNE. O. Meneghelli.	157
Enfriamiento sin Bombas de las Centrales Nucleares Atucha I y Embalse. S. Solmesky y D. Parkansky.	158
Programa de Monitoracao Ambiental Para Instalacoes Nucleares. R. G. Roenick y R.N. Kreter	159
Tasas de Fugas de Recintos, Recipientes y Equipos: Factores de Peso en la Clasificación de Areas en Instalaciones Radiactivas Relevantes. R.A. Deandreis y E.D. Sanjurjo.	160
Sistema de Protección Radiológica del Personal en el Proyecto Tandar. S. Tau, A. Ceballos, A. Filevich, C. Gimenez y S.Nigro.	161
Evaluación Radiológica de Diversas Areas del Acelerador Tandar. M.C.F.Q. de Galia y O. Bernaola.	162
Determinación de Torio en Orina. N.O. Bonino, J.M. Campos, C.A. Menossi y W.A. Truppa.	163
Medición de Bajos Niveles de Actividad Alfa de Uranio en Orina. J.M. Campos, H. Alzabet, H.E. Equillor y J.L. Di Trano.	164
Accidente en la Facilidad Crítica RA-2: Dosimetría Física. A.M.Bomben, B.Gregori,M. Righetti, E. Thomasz y G. Massera.	165

Evaluación Médica del Personal Involucrado en un Accidente de Criticidad. J.C.Giménez, S.L. Couto, M.R. Del Río, N. Nasazzi, M.R. Taja y J. Caamaño.	166
Prevención de Criticidad. Ejemplo de Aplicación del Concepto de Cilindro Anular. A.L. Biaggio, S.I. Canavese y N.B. Acosta.	167
Prevención de Criticidad. Evaluación de un Diseño de Depósito de Material Físil. A.L. Biaggio, S.I. Canavese y N.B. Acosta.	168
Criterios Para la Limitación Operativa de la Liberación de Efluentes Radiactivos Líquidos y Gaseosos al Medio Ambiente Aplicados en la Central Nuclear Embalse. H. Cotik y A. Kogan.	169
Estudio Sobre la Seguridad Nuclear de las Centrales Nucleares Argentinas con Relación a las Enseñanzas. Derivadas Three Mile Island. J. Barón y J.M. Kay.	170
Desarrollo del "Plan General de Emergencia" Para la Central Nuclear Embalse. H. Cotik y A. Kogan.	171
Criterios de Radioprotección en el Caso de Eventos Disruptivos Probabilísticos D. Beninson.	172
Programa de Computación Para la Resolución de Arboles de Fallas-RARF2 H. Vallergera.	173
Análisis de la Confiabilidad Humana. G.J. Caruso.	174
La Importancia de la Fase de Puesta en Marcha en las Tareas de Licenciamiento de una Central Nuclear. R. Touzet, R. Roverano y E. Felizia.	175
Refrigeración de Emergencia de la CNE luego de un Sismo. C. Martiniau, J. Isella y S. Solmeski.	176
Terremoto Severo en Centrales Nucleares Candu 600 Mw(e). S. Layral, H. Perl y R. Monti.	177
Simulación de la Oxidación de Zircaloy (Zry) en Vapor de Agua Durante Transitorios de Temperatura. A. Wilhelm, A. Denis y E.A. García.	178

Análisis de la Seguridad de la Instrumentación Nuclear Asociada al Reactor Experimental RP-10. J.L. Roca.	179
Simulación de un Accidente por Pérdida de Clase IV en la CNE Empleando los Datos de la Safety Analysis Data List. D. Parkansky y E. Zajdband.	180
Nuevo Sistema Eléctrico Esencial de Emergencia(S.E.E.E) Para la Central Nuclear Embalse. N. Lorenzo y H.J. Jornet.	181
CANDU 600- Análisis de Fallas de Control. H. Perl, S. Layral y R. Monti.	182
Estudio computacional de un Incidente de Pérdida de Potencia Externa en la CNA I. A.S. Doval y J.C. Ferreri	183
La Central Nuclear en Embalse y el Medio Ambiente. C. Fernández Acevedo y H. Guzmán.	184
Evaluación del Riesgo Sísmico en la Instalación Nuclear Gastre. J.S. Carmona, C.A. Medone, R.P. de Carmona, B.G. de Ugrin y M.C. de Ferrero.	185
Marco Conceptual Para el Desarrollo de los Modelos de Predicción de los Efectos Locales de un Repositorio de Residuos Radiactivos de Alta Actividad. E. Palacios y J.C. Ferreri.	186
Aspectos Numéricos del Modelado de los Efectos Locales de un Repositorio de Residuos Radiactivos de Alta Actividad . J.C. Ferreri y M. Ventura.	187
Primeros Ensayos Vinculados a la Vitricación de Residuos Líquidos de Alta Actividad. M. Pahissa, T. Ramallo, M. Ipohorski, T. Palacios, E. Mari y C.Hense.	188
Fijación de Residuos de Alta Actividad en Matriz Vítrea Sinterizada. D. Russo, N. Messi de Bernasconi y M.A. Audero.	189
Inmovilización de Residuos Líquidos de Media Actividad en Matrices Cementicias. R. Gabarain, M. Pahissa, J. Pahissa, C. Tramontini y M. Aubert.	190

Estudio de Aditivos Minerales Nacionales Para la Cementación de Residuos Radioactivos de Actividad Intermedia. J.L. Baliño, L.V. Costa y F. Kaufmann.	191
Optimización de una Práctica con Incremento de Beneficio. Producción de Generadores de Mo-99-Tc-99m. H.A. Panza, A. González, J. Garuti y R. Briozzo. . . .	192
Retención de Yodo Sobre Carbón Activado Impregnado con Yoduro de Potasio. A.V. Mondino y R.O. Marqués.	193
Optimización en la Producción de Generadores de Mo-99-Tc-99m Multicurie. R. Briozzo, E. Furnari, A. González y R. Marqués. . .	194
Monitor de I-131 en Chimeneas. F.A. Montiel y R.O. Di Carlo.	195
Análisis por Activación con Partículas Cargadas, de Plomo en Aerosoles. C. Wasilevsky, S.J. Nassiff y M.R. de la Vega Vedoya. .	196
Calibración Absoluta de Actividad de I-125. M. del C, Rotta y R.H. Rodríguez Pasqués.	197
Estudio Sobre la Aplicación del Análisis por Activación en Reactores Nucleares a la determinación Multielemental Rutinaria en Rocas Silicatadas. R. Espinosa García e I.M. Cohen.	198
Aplicación del Método de Monte Carlo al Cálculo de Factores de Calibración. M. Righetti, D. Hernández y J. Chagaray.	199
Evaluación del Desarrollo de Procesos de Radiación en Polímeros. E.H. Docters y M.E. González.	200
Irradiación de Especies: Canela y Clavo de Olor. Aspecto Microbiológico y Evaluación Sensorial. G. Lezcano.	201
Proyecto Cobalto 60. G.B. Baró, G. Guerrero y E. Rivarola.	202
Producción de Cobalto-60 y su Importancia Desde el Punto de Vista Operativo Para la Central Nuclear en Embalse. M.A. Joseph y E.A. Messi.	203

Programa de Entrenamiento Para el Recambio de las Barras Ajustadoras de Cobalto en la Central Nuclear Embalse.	
J.A. Buscaglia, E. Messi y J.A. Natalucci.	204
Extracción y Despacho de Cobalto-60 en la Central Nuclear Embalse.	
R.H. Cesario y E.A. Messi.	205
Transporte de Altas Actividades de ⁶⁰ Co Por Carretera L.C. Ayala, C. Magnavacca, J.G. Graiño, V. Bas, C. Cannistraci y G.B. Baró.	206
Fabricación de Fuentes Selladas de Alta Actividad. A. Mondino, C. Gerace, R. Marqués y A. Manzini. . . .	207

INSTRUMENTACION Y CONTROL

Fuentes de Iones Para el Acelerador Tandem. Estado Actual y Posibilidades Futuras.	
A. Tersigni, M. González y O. Professi.	208
Control Digital en una Planta de Agua Pesada.	
B. Drozdowicz, R.L. Godoy, A. Parodi y R.A. Quirós. . .	209
Aspectos Técnicos y Filosofía de Diseño de los Tableros de Comando del Reactor RP-10.	
A.F. Ackerley y G.A. Juarez.	210
Software del Mantenimiento de la Instrumentación Nuclear del Reactor RP-10.	
J.L. Roca y R.O. Julia.	211
Actualización de la Instrumentación Destinada a Reactores Experimentales en la CNEA.	
F.F. Dall'Osto, L.M. Giuliodori y C.G. Hofer.	212
Interfase Universal de Datos.	
C. Verrastro.	213
Detector Gaseoso del Tipo Avalancha Sensitivo a la Posición.	
H. Giraut, L. Birstein y F. Rechencq.	214
Controlador de Video en Norma Camac.	
T. Schmukler y D.S. Camín.	215
Impulsímetro con Rango Automático y Mando Remoto.	
G.O. Trombetta y L.M. Giuliodori.	216

Cámara de Dispersión Para Reacciones con Iones Pesados. R. Nápoli, C.E. Palacio, A.N. Proto, D. Otero, J.C. Rodríguez y D.A. Simoncelli	217
Controlador Autónomo para Norma Camac. M. Satinosky y T. Schmukler.	218
Espectros de Fluctuaciones de Contadores de Fi- sión y Transporte de Carga. E. Matatagui y P. Sabaté Puigmal.	219
Cámaras de Ionización Gamma de Amplio Rango. S. Fichtenbaum y E. Matatagui.	220
Dosímetro para Unidad de Terapia Radiante. S. Fichtenbaum, E. Matatagui y J. Nakasone.	221
Estudio Experimental de la Sensibilidad de Detectores de Incendio. L. Rovere, A. Castellanos y V. Navas	222
Comportamiento de los Detectores de Incendio (Iónicos y Ópticos) Frente a Campos de Radiación Gamma. A.M.C. de Allende, V.F. Navas y L. Rovere.	223
Evaluación del Estado General de la Instrumentación de un Reactor Nuclear a Través de Auditorías Técnicas J.L. Roca y R.O. Julia.	224

GARANTIA DE CALIDAD

Garantía da Qualidade em Atividades de Fabricacao- Que Aspectos Enfatizar?. R.O. Rauter.	225
Calificación de Procesos y de Fabricantes en el Am- bito de Combustibles Nucleares. J.H. Koll.	226
Programa de Control de Calidad Para el Montaje de Una Central Nuclear. R. Calderón y F. Barrera.	227
El Rol que Cumplen las Auditorías Regulatorias de Garantía de Calidad en la Seguridad de una Central Nuclear. R. Touzet y R. Roverano.	228

Programa de Garantía de Calidad Aplicable a un Proceso Nuclear-Sus Implicancias Para la Industria Convencional M. Serrate.	229
Programa de Garantía de Calidad Para una Central Nuclear en Operación. E. Díaz y J.C. Fernández.	230
Una Técnica Recursiva Para el Cálculo de la Con- fiabilidad Terminal en una Red. A.G. Rotnitzky.	231
Procesamiento de Datos Para el Seguimiento de la Calidad en el Proceso de Fabricación de Barras Combustibles Tipo Atucha I. H. Francis y N. Rubio.	232
Control de Diseño o Garantía del Diseño. R. Werber.	233
Auditorías y Revisiones en Ingeniería (Garantía de Calidad en el Proceso de Diseño). A.E. Biernat.	234
Que Es y Que No Debe Ser La Garantía de Calidad Después de Diez Años de su Introducción en el País. J.R. Russo.	235
Contribución a la Calificación de la Planta de Pol- vo de UO_2 . D. Marchi, J. Celora, G. Leyva y A. Marajofsky. . . .	236
Desarrollo y Puesta en Marcha de un Programa de Cali- dad Acorde a la Producción de Elementos Combustibles Nucleares Para Reactores de Investigación y Ensayos. B.M. Gristan, J.O. Gómez y V.M. Vergara.	237
Desarrollo de la Especificación Para el Suministro Nacional de Polvo de Dióxido de Uranio (UO_2) Natural L.A. Alvarez, J.M. Fiori y J.A. Casario. ²	238
Formacao e Treinamento de Pessoal Para o Programa Nuclear da Nuclebrás. J. Spitalnik y C. Lerner.	239
Siden: Simulador Dinámico en Tiempo Real Para Entre- namiento. R.A.M. Quirós, B. Drozdowiz y A. Schiliuk.	240
Capacitación en Computación de los Recursos Humanos Relacionados con el Plan Nuclear Argentino. N.A. de Libanati y T. Suter.	241

Capacitación en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear	
N.N. Gigli.	242
Metodología para el Análisis de la Ingeniería de Proyectos, con el Grupo de Alumnos de la Materia "Proyectos Nucleares" de la Carrera de Ingeniería Nuclear del Instituto Balseiro.	
O. García Peyrano.	243
Evaluación Práctica del Personal de Operaciones de la Central Nuclear Embalse	
E. Nájera.	244
Actividad y Organización de la Escuela de Soldadura de S.P.C. (Subcontratista Principal de Construcciones).	
C.A. Euvrard.	245

APLICACION DEL METODO DE ELEMENTOS FINITOS
AL CALCULO DE MULTICELDAS TRIDIMENSIONALES
C. Grant , C. R. Calabrese C.N.E.A.

Fueron calculadas las secciones eficaces incrementales para la simulación de una barra de control de cobalto , del tipo ajustadora de cuatro lápices , de la Central Nuclear Embalse .

Se empleó el código DELFIN que utiliza el método de elementos finitos para la solución de la ecuación de difusión , y datos a partir de la biblioteca GGCT y los códigos ANISN y COCAP .

Se estructuró una red para describir un modelo de multicelda de elementos finitos con una geometría muy próxima a la real , y se trataron las barras y combustibles con matrices de respuesta .

Para encontrar los valores del cociente de corriente sobre flujo neutrónico en la superficie de las barras de cobalto se utilizó una simulación previa usando ANISN .

De este modo se obtuvo un mapa detallado de la distribución del flujo neutrónico , lo que permite obtener datos de interés , como la relación del flujo en el cobalto , sobre el flujo en el moderador .

La aproximación de los valores de secciones eficaces incrementales obtenidos es mejor que la obtenida con métodos previamente utilizados.

Como conclusión se muestra la conveniencia del método de elementos finitos para los cálculos de multicelda .

CALCULOS DE COEFICIENTES DE REACTIVIDAD POR TEMPERATURA
EN LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE. COMPARACIONES REALIZADAS
DURANTE LA PUESTA EN MARCHA.

L. Kirilovsky, A.M. Lerner CNEA

Este trabajo presenta cálculos de variaciones de reactividad por cambios de temperatura de combustible y refrigerante entre 35 y 250°C y por cambios de temperatura de moderador entre 35 y 67°C para núcleo fresco. Los resultados obtenidos se comparan con mediciones de dichas variaciones de reactividad realizadas durante la fase C de la puesta en marcha.

Se realizaron cálculos de celda y de reactor, en dos series de simulaciones. En la primera se emplearon los programas POWDERPUFS-V y XEMAX, y en la segunda WIMS-D y PUMA, tratándose de reproducir las condiciones existentes en el reactor en el momento de las mediciones.

Se emplearon modelos de representación del reactor de un octavo de núcleo, muy similares para ambos programas espaciales.

ESTUDIO TEORICO-EXPERIMENTAL DE LA REACTIVIDAD ASOCIADA A LOS ELEMENTOS COMBUSTIBLES ESPECIALES DEL REACTOR RA-2

M. FONTELOS Y R. WALDMAN
Departamento Ingeniería de Reactores
Comisión Nacional de Energía Atómica

En el reactor RA-2, las barras de control se alojan en elementos combustibles especiales a los cuales se les extraen 4 placas combustibles. Como consecuencia, cuando las barras de control están extraídas, se forman trampas de agua que ocasionan distorsiones del flujo neutrónico disminuyendo la reactividad del sistema.

En los trabajos anteriores realizados por los autores se efectuaron correlaciones cálculo-experiencia en núcleos limpios (sin trampas). Para las configuraciones críticas, los valores experimentales de reactividad empleados fueron los medidos con trampas y posteriormente extrapolados a núcleos limpios.

En este informe las comparaciones entre cálculo y experiencia se realizaron directamente en núcleos con trampas. Para las configuraciones subcríticas se efectuaron mediciones adicionales con la técnica de fuente pulsada de neutrones, variando el tamaño del núcleo, tipo de reflector y cantidad y posición de las trampas. Los cálculos se efectuaron con el código bidimensional de difusión EXTERMINATOR-2. Se estudió el efecto en la reactividad de cada una de las constantes del agua de las trampas en función de la posición de las mismas dentro del núcleo. Como resultado de este estudio se obtuvo un conjunto de constantes a 2 grupos de energía para dicho elemento, que reproduce adecuadamente los resultados experimentales.

SIMULACION DE LAS PRUEBAS DE ESTABILIDAD DE LA CNE CON EL
CODIGO FIREBIRD III

O. MENEGHELLI

Comisión Nacional de Energía Atómica

Las centrales Candu 600MW (e) fueron diseñadas para operar con presencia de vapor en los colectores de salida a plena potencia. Es un hecho conocido que los sistemas termohidráulicos con dos fases pueden presentar un comportamiento oscilatorio de caudal y presión. Para asegurar la estabilidad se diseñó e introdujo una línea de conexión entre los colectores de salida.

A fin de conocer la estabilidad de la CNE se realizó durante su puesta en marcha la prueba de estabilidad. Al abrirse las válvulas de vapor del presurizador se introdujo una perturbación asimétrica en el sistema.

Este trabajo consiste en la simulación de dicha prueba con el código FIREBIRD III y su posterior comparación con la información obtenida en la central de Embalse.

Se presenta también los resultados y la simulación de dicha prueba en la Central Candu 600 MW (e) de Point Lepreau (Canadá) donde la interconexión se hallaba cerrada en el momento de la prueba. En ambos casos el contraste es satisfactorio.

INSTRUMENTACION DEL NUCLEO DE LA CNAII

J.L.CARRERAS

Departamento de Instrumentación y Control del Reactor
Empresa Nuclear Argentina de Centrales Eléctricas
(ENACE S.A.)

Se presenta una descripción de las características principales de la instrumentación del núcleo de la CNAII, tanto la de medición del flujo neutrónico dentro y fuera del núcleo como la de monitoreo de nivel y de medición de temperatura dentro del recipiente de presión.

Se establece una comparación con la correspondiente instrumentación de la CNAI destacando las mejoras de diseño introducidas con respecto a la ubicación de los detectores y al uso posterior de las señales provenientes de cada uno de los canales de medición en los sistemas de protección, de limitaciones y de regulación del reactor.

Se presentan también aspectos relacionados con detalles del diseño y con la división interdisciplinaria del trabajo relativo al sistema dentro de la empresa para:

- La obtención del apoyo de cálculo mediante herramientas adecuadas para precisar el valor del flujo neutrónico en los lugares de medición bajo distintas condiciones de la planta.
- El planeamiento del layout eléctrico del sistema.
- El posicionamiento preciso de los detectores correspondientes a cada canal en sus respectivos lugares de medición.

DISEÑO Y OPTIMIZACION DE LOS LAZOS DE CONTROL DE POTENCIA DE CNA 2

NESTOR PECCIA

ENACE S.A.

Considerando que el reactor de CNA2 es un nuevo diseño y que debido a su tamaño se producirán oscilaciones radiales y azimutales divergentes, que deben ser controladas, fue necesario el desarrollo de los códigos de cálculo CNA12, ALMEV y REGEL para el diseño y futura optimización de los lazos de control de potencia, distribución de potencia y posición de barras de CNA2.

Los objetivos hasta la puesta en servicio son:

- Acople de los modelos CNA12-ALMEV y REGEL
- Estudio paramétrico y estructural de los controles
- Estudio de la posible conmutación de barras de control (12 a 6 barras insertadas en el núcleo) durante operación normal.

Los modelos de simulación son:

- CNA12: representa una simulación simple del núcleo de un reactor de agua pesada en 12 zonas con simetría 60° (2 zonas axiales y 6 azimutales). El cálculo de la potencia global del reactor se realiza usando factores de acople axiales y radiales entre zonas vecinas.
- ALMEV: elabora las señales axiales y azimutales que actuarán sobre el control de distribución de potencia, a partir de la instrumentación INCORE-EXCORE. El programa está estructurado de forma tal que permite usar como datos de entrada tanto valores calculados de potencia por el programa CNA12, como mediciones tomadas directamente de una Central Nuclear (CNA1 o CNA2).
- REGEL: es la simulación del concepto de los controles de potencia, distribución de potencia y posición de las barras de control del reactor de CNA2. Como datos de entrada se utilizan valores medidos y de referencia de la potencia térmica del reactor y la potencia del generador, señales axiales y azimutales elaboradas por ALMEV y posiciones de barras. Los datos de salida son las posiciones de las barras de control.

Los programas han sido desarrollados en FORTRAN IV usando una computadora HP1000 y deben correr en tiempo real, pues en la puesta en servicio se piensa realizar un acople HP1000 (Software)-Reactor CNA2 para optimizar los parámetros de los controles variando los datos o la estructura de los programas ALMEV y REGEL (cambios de Software), y efectuando posteriormente dichos cambios en los armarios electrónicos (cambios de Hardware).

Otra posibilidad es estudiar el comportamiento de los controles (Hardware) con un modelo de 12 zonas del reactor (HP1000-Software).

La prueba en tiempo real fue realizada acoplando los modelos ALMEV y REGEL con un simulador analógico de la Central Nuclear CNA2.

LAS LIMITACIONES, NUEVO CONCEPTO EN EL CONTROL DE CENTRALES NUCLEARES Y SU APLICACION EN LA CNA2

HORACIO HUBER
ENACE S.A.

En general, se han usado hasta ahora dos tipos de sistemas de instrumentación y control en centrales nucleares: sistemas de seguridad y sistemas de control. La experiencia operativa ha demostrado que aquellas perturbaciones que ocurren en la planta que no son adecuadamente dominadas por los sistemas de control, pueden ser controladas por un sistema adicional de acción gradual, para evitar la acción extrema del sistema de seguridad. Esta extensión de la función de los sistemas de seguridad, a sistemas de acción gradual, denominados sistemas de limitación, fue introducida por KWU en el diseño de las centrales alemanas desde 1977. Su acción llena el espacio existente entre los sistemas de control y de seguridad.

La Central ATUCHA 2, de agua pesada a presión y 745 MW de potencia, dispondrá de este sistema y sus beneficios ya han sido comprobados durante el primer año y medio de operación de la central alemana de - - Grafenrheinfeld, la que ha alcanzado una elevada disponibilidad. El sistema de limitación, está diseñado de acuerdo con los lineamientos de la norma KTA 3501. Es decir, que entre otros requisitos, posee canales redundantes que actúan en coincidencia dos de cuatro, con lo que se satisfacen los requerimientos de disponibilidad, aún en caso de falla única y reparación o mantenimiento de un canal redundante. Los canales redundantes deben cumplir requisitos de separación física semejantes a los del sistema de protección del reactor (SPR). La instrumentación debe satisfacer los requerimientos de confiabilidad y calidad establecidos para el SPR. Sin embargo, a diferencia de este último, no se exigen criterios diversitarios para detectar la perturbación. Normalmente, los sistemas de limitación utilizan las mediciones del SPR. Las señales son procesadas idénticamente en las cuatro redundancias y transmitidas hasta los módulos de prioridad, mando y enclavamiento, para producir la acción necesaria.

Las acciones sobre los elementos de mando (válvulas, barras de control, calefactores eléctricos, etc.) obligan a retornar a la variable vigilada a la banda de trabajo de la regulación.

A título de ejemplo se presentan sistemas de limitación de la central nuclear ATUCHA 2.

ANALISIS TERMOHIDRAULICO DEL NUCLEO DE UN REACTOR DE CONVECCION NATURAL

E Zajdband

Div. Termohidraulica Depto. Reactores Nucleares
Gerencia de Ingeniería Dirección de Centrales Nucleares
C.N.E.A.

En este trabajo se analiza el comportamiento termohidraulico de un Reactor de Convección Natural (RCN), utilizando el código COBRA IV-I.

Se trata de un reactor de baja potencia, destinado a la producción de energía eléctrica, del tipo recipiente de presión. No posee bombas de transporte de refrigerante, por lo que el caudal que lo atraviesa se origina por convección natural.

Los parámetros básicos que se desean estimar son:

- a- Posibilidad del reactor de ser refrigerado con el caudal que surge de la convección natural con márgenes de seguridad adecuados.
- b- Fuerza impulsora del núcleo, con el objeto de conocer la máxima pérdida de carga admisible en el circuito.
- c- Fracciones de vacío y distribuciones de potencia mediante un proceso iterativo realimentado por el cálculo neutrónico.
- d- Caudales de flujo cruzado con el objeto de analizar las oscilaciones mecánicas de los elementos combustibles.

Como resultado de las simulaciones realizadas se determino que:

- a-Con la distribución de flujo neutrónica disponible es posible refrigerar el núcleo del RCN con un DNBR apropiado sin necesidad de canales separados.
- b-La fuerza impulsora debida a la diferencia de densidad es suficiente para equilibrar las pérdidas de carga del circuito primario.
- c-Se halló una distribución de la fracción de vacío que permitirá calcular con mayor aproximación la distribución de flujo neutrónico.
- d-Se hallaron los caudales de flujo cruzado que permiten analizar posibles vibraciones en los elementos combustibles.

BASES DE DISEÑO DE UN SISTEMA DE REMOCION DE CALOR
RESIDUAL

GUSTAVO A. PANIZZA/ CARLOS E. MARTINIAU

ENACE S.A.

Se presentan consideraciones básicas sobre distintas condiciones operativas y parámetros de diseño que sirven de fundamento para el dimensionamiento de una cadena de remoción de calor residual de un PHWR, en el ejemplo de la Central Nuclear ATUCHA II.

Se analizan brevemente la influencia de cada parámetro y su importancia como factor de diseño.

Por otro lado, se muestra como, mediante la utilización de un código de cálculo (KUEHLKETTE) se avanza en el diseño preliminar de la cadena de enfriamiento, para tener los primeros valores de extracción de calor residual y definir, a partir de éstos, los diferentes modos operativos de parada de la instalación.

DA FACTIBILIDADE DE FORNECIMENTO DE SERVIÇOS E PRODUTOS PELA NUCLEBRÁS

S. C. Valadão

Empresas Nucleares Brasileiras S/A - NUCLEBRÁS

É apresentada uma retrospectiva das razões que levaram à implementação do Programa Nuclear Brasileiro, com ênfase no planejamento energético nacional no início da década 70.

Uma análise das diferentes alternativas de geração de energia elétrica, em complementação à hidroeletricidade, é apresentada, analisando-se a estratégia político-econômica de implementação da alternativa nuclear.

A organização do Programa Nuclear Brasileiro, bem como à estrutura da NUCLEBRÁS e suas Subsidiárias, empresas encarregadas de sua execução, são discutidas.

Apresenta-se uma avaliação do estado de desenvolvimento de cada uma das unidades do ciclo de combustível com ênfase em suas potencialidades de suprimento de bens e serviços.

Analogamente, aborda-se o programa de construção de centrais, destacando-se a capacitação industrial para o fornecimento de componentes pesados e serviços de engenharia de projeto.

São destacados os aspectos relacionados à transferência de tecnologia, qualificação de pessoal e programas de garantia da qualidade inerentes às diversas atividades.

ESTUDIO DE LA RETENCION DE OXIDOS EN LOS FILTROS TA DE LA CNA I CON UN CIRCUITO EXPERIMENTAL PARA USOS MULTIPLES

S.P. Ali^{*}, R.E. Cosentino[#], R. Jimenez Rebagliati^{*},
S.J. Liberman^{*} y A.J.G. Maroto^{*}.

* Departamento Química de Reactores - CNEA -

Central Nuclear en Atucha - CNEA -

La función de los filtros TA en la CNA I consiste en evitar el deterioro de los sellos de las bombas QF, eliminando las partículas en suspensión en el medio primario que fluye a dichos sellos.

En el presente trabajo se determinaron masas de sólido depositadas y eficiencias de filtración en función de la pérdida de carga a través del filtro. Se estableció la evolución de los filtros desde su incorporación al sistema hasta alcanzar valores de saturación para diversas concentraciones de magnetita. Se efectuaron estimaciones de cantidad de sólido retenido en las condiciones de operación y se las comparó con evaluaciones realizadas en base a datos de planta.

Este estudio se llevó a cabo mediante un circuito experimental para usos múltiples construido en la CNA I que permite reproducir condiciones hidrodinámicas similares a las de la Central.

CALCULO RESONANTE DETALLADO

F. Leszczynski

Centro Atómico Bariloche e Instituto Balseiro
-Comisión Nacional de Energía Atómica y
Universidad Nacional de Cuyo-

Se presenta un programa para el cálculo detallado de secciones eficaces efectivas, integrales de resonancia y otros parámetros de interés, para mezclas homogéneas y celdas heterogéneas, incluyendo ensanchamiento Doppler.

El método está basado en el cálculo del espectro energético en cada región espacial del sistema, por medio de la ecuación integral de transporte neutrónico con probabilidades de colisión. Presenta importantes ventajas respecto a métodos desarrollados anteriormente por la rapidez y versatilidad con que realiza distintos cálculos.

Las secciones eficaces de isótopos resonantes se generan en el mismo cálculo, o son leídas de archivos.

Se describen algunos cálculos de aplicación y comparaciones con el método de integrales de resonancia.

Con los resultados obtenidos se demuestra que el programa desarrollado es una importante herramienta para investigación y desarrollo de nuevos métodos rápidos para el tratamiento de las resonancias en cálculos multigrupo de celdas de reactores nucleares. Además, puede utilizarse en la obtención de integrales de resonancia en mezclas homogéneas de isótopos resonantes con moderadores en distintas diluciones y de factores equivalentes de hidrógeno, para su aplicación en tratamientos integrales del tipo utilizado en el código WIMS.

REACTOR RA-6. DETERMINACION DE LA FUNCION DE TRANSFERENCIA
CON TECNICAS ESTATICAS DE CALCULO NEUTRONICO.

C. Ferraris

Centro Atómico Bariloche e Instituto Balseiro
-Comisión Nacional de Energía Atómica y
Universidad Nacional de Cuyo-

Cuando un reactor nuclear en operación estacionaria es perturbado, las características del mismo se manifiestan en el comportamiento transitorio del flujo neutrónico. Este comportamiento puede ser representado por la Función de Transferencia Dependiente del Espacio, la cual representa la respuesta del reactor, observada en un punto, a una perturbación senoidal introducida en cualquier posición. El conocimiento de la Función de Transferencia es muy importante para ganar confianza en la estabilidad del sistema y para diseñar un Sistema de Instrumentación y Control que permita una operación segura del reactor.

Como parte de los estudios teóricos-experimentales que se están realizando para la obtención de las características del Reactor RA-6, se realizó la determinación por cálculo de la Función de Transferencia del mismo. El énfasis del trabajo fué centrado en la puesta a punto del método de cálculo, que se obtuvo de la bibliografía existente y se basa en la utilización de técnicas estáticas de cálculo neutrónico para la simulación de un oscilador. Como resultado se presenta la Función de Transferencia de una determinada configuración del RA-6, calculada para velocidades de rotación del oscilador comprendidas entre 0.02 y 1000.0 rad/sec. Se estudió también el efecto que provoca el hecho de considerar velocidades neutrónicas diferentes para los materiales que componen el núcleo del reactor, demostrándose la escasa influencia que tiene esta hipótesis sobre los resultados finales para la configuración oscilador-detector estudiada.

SECCIONES EFICACES EFECTIVAS PARA LAMINAS

ABSORBENTES EN REACTORES MTR.

M. Higa, M. Madariaga (CNEA)

Con el objeto de lograr una representación tridimensional del núcleo, que incluya la inserción parcial de las barras de control, se estudia la posibilidad de homogeneizar el efecto de las placas absorbentes en una zona con secciones eficaces efectivas. Estas constantes se obtienen utilizando los códigos WIMS, GGTC y ANISN. El valor en reactividad de las placas absorbentes se calcula luego con el código PUMA tomándose como referencia configuraciones medidas del RA-2.

El estudio se realiza para varios espesores de la zona en cuestión y con distintos pasos en la malla de cálculo. Se concluye que es posible reproducir los valores experimentales a menos de un error sistemático.

SECCIONES EFICACES EFECTIVAS DE ELEMENTOS NO ACTIVOS

C. Notari, CNEA

En el presente trabajo se implementa un método que permite calcular las secciones eficaces efectivas de diversos materiales, siendo de particular interés, materiales no activos como barras de control, tubos de estructura, etc. Se utiliza como biblioteca base la del código CIRTHE. Las constantes obtenidas permiten realizar un cálculo de transporte unidimensional con el código ANISN y luego un cálculo de reactor completo.

Con este objetivo se ha desarrollado el programa AUX y su correspondiente biblioteca.

La biblioteca consta de tres partes: la primera contiene los espectros $\phi(E)$ resultantes de un cálculo de celda de Atucha II con el código CIRTHE; la segunda contiene las secciones eficaces rápidas y epitérmicas de todos los isótopos de la biblioteca de CIRTHE y la tercera contiene matrices de dispersión de los isótopos más importantes, que fueron derivadas de la biblioteca del código WIMS. Las constantes epitérmicas de U-238 y Pu-240 han sido modificadas con el efecto de autoprotección.

El programa AUX, que utiliza esta biblioteca condensa las secciones eficaces de los materiales deseados utilizando los espectros que deben especificarse para cada material. La estructura de grupos se provee a la entrada y debe coincidir con un subconjunto de los grupos térmicos de WIMS menores que 0.625 ev.

Se presentan algunos cálculos realizados con este sistema.

SCATTERING DE NEUTRONES TERMICOS POR MOLECULAS: MODELO
SINTETICO PARA LA FUNCION $S(Q,W)$

J.R. Granada

Centro Atómico Bariloche e Instituto Balseiro
-Comisión Nacional de Energía Atómica y
Universidad Nacional de Cuyo-

Se ha desarrollado una función sintética de scattering que permite la evaluación rápida y confiable de secciones eficaces en la interacción de neutrones térmicos con sistemas moleculares. De acuerdo a requerimientos usuales de cálculo en Física de Reactores como así también en la evaluación de correcciones por inelasticidad en experimentos de scattering, esta función no contiene una descripción detallada de los movimientos atómicos pero las características principales de la dinámica molecular se retienen a través de masas, temperaturas y factores vibracionales efectivos. Estas cantidades están directamente vinculadas a las propiedades básicas (masas de los átomos constituyentes, estructura, modos normales) del sistema molecular y dependen explícitamente de la energía del neutrón incidente. El formalismo obtenido brinda expresiones analíticas para los núcleos de dispersión y secciones eficaces totales. Se presentan resultados preliminares para H_2O , D_2O y C_6H_6 .

MEDICIONES Y ANALISIS DE BUCKLING DE NUCLEOS DE U/H_2O ENRIQUECIDOS AL 90% CON REFLECTORES DE H_2O , C Y/O Be.

G.H. RICABARRA, M.D.B. de RICABARRA, M.T. BANG
Comisión Nacional de Energía Atómica

En este trabajo se ha medido la distribución espacial de la densidad neutrónica de núcleos tipo MTR, unos totalmente reflejados con H_2O ó C y otros parcialmente reflejados con C ó Be.

Se seleccionaron dos configuraciones simétricas en el sentido axial y tres configuraciones fuertemente asimétricas.

En las distintas configuraciones medidas, se determinó un buckling axial promedio.

En el sentido horizontal las medidas muestran que el ahorro del reflector aumenta con el tamaño del núcleo. Este efecto es poco notable en núcleos reflejados con H_2O , pero es muy acentuado en núcleos reflejados con C.

Se estudió el comportamiento del flujo en el reflector comparándose un núcleo reflejado con H_2O con otros dos en que se introdujo una cara reflectora de C ó Be.

Finalmente se hizo un análisis de los valores obtenidos de las mediciones de flujo y de los deducidos de medidas de reactividad para obtener valores de ahorro de reflector que pudieran usarse con razonable aproximación en el cálculo de reactividad de núcleos de distintas dimensiones y reflectores mixtos. Se han comparado los valores medidos de ahorro de reflector axial con cálculos realizados en Argonne del RA-3 con dos modelos de difusión, uno de dos dimensiones 2DZR y otro tridimensional de 3DXYZ, con dos conjuntos de secciones eficaces para el grafito (fuente de fisión y fuente del núcleo). La discrepancia observada sugiere problemas en el cálculo de la constante de difusión del reflector.

AJUSTE DE LOS ALGORITMOS DE CONTROL DEL NIVEL DE LIQUIDO DE LOS
GENERADORES DE VAPOR DE LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE DURANTE SU
PUESTA EN MARCHA

J.R. LORENZETTI

C. ROL

Comisión Nacional de Energía Atómica

Durante la puesta en marcha de la C.N.E. el control de nivel de líquido del generador de vapor tuvo que ser reajustado pues en su diseño original no cumplía con las condiciones de operación.

En el presente trabajo se describe el procedimiento realizado para su ajuste.

Se definieron en un principio las especificaciones del sistema que consiste no tanto en obtener una respuesta rápida sino en disminuir en lo posible el overshoot con el objeto que un incidente en el tren de agua de alimentación no produzca una respuesta excesiva del sistema.

Posteriormente se estudió la función transferencia del sistema a lazo abierto mediante un salto escalón en la apertura de la válvula, se contrastó el modelo de simulación, se calcularon las constantes, se ensayaron en el modelo y finalmente se implementaron en el programa de control.

Dado que las características del sistema dependen de la potencia y la temperatura del agua de alimentación el ajuste se realizó en distintas etapas a distintas potencias del reactor.

EMPLEO DE UN MODELO DE SIMULACION DE NIVEL DE LIQUIDO DEL GENERADOR DE VAPOR EN EL ANALISIS DE TRANSITORIOS DE OPERACION DE LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE

J.R. LORENZETTI

C. ROL

Comisión Nacional de Energía Atómica

El contraste del programa de simulación del nivel de líquido del generador de vapor se realizó durante la puesta en marcha. Dicho contraste fue un resultado del análisis de los problemas ocurridos durante esa etapa de la central y permite asegurar que el modelo si bien no ha dado los valores exactos esperados ha indicado tendencias y ayudado a identificar los fenómenos físicos que se produjeron y fueron causa de transitorios. Se analizaron diversos transitorios de operación mediante el código de simulación MANUVR.

Algunos de los transitorios analizados son los siguientes:

- 1) Influencia de la temperatura del agua de alimentación al generador de vapor, sobre el comportamiento dinámico del nivel de líquido en el generador de vapor, en respuesta a una apertura rápida de la válvula de alimentación.
- 2) Comportamiento dinámico del nivel del líquido del generador de vapor, con la planta funcionando al 80% de Potencia, al producirse un trip de turbina y consecuente apertura de las válvulas de descarga de vapor al condensador (condenser steam discharge valves CSDV) durante 4 segundos.

MODELO GLOBAL UNIDIMENSIONAL DE UN GENERADOR DE VAPOR

A. Mingo

Depto. TN4-ENACE

En el presente trabajo se describe un modelo global unidimensional para la simulación termohidráulica de un generador de vapor en estado estacionario. El generador de vapor considerado es del tipo tubos en "U" de circulación natural.

Se parte de las ecuaciones de conservación de masa, impulso y energía tanto para el cálculo térmico de la distribución de temperaturas y flujos calóricos como para el cálculo hidráulico de las pérdidas de carga y del caudal del secundario.

Se emplean correlaciones empíricas para el cálculo de los coeficientes de transferencia térmica primario-secundario y de la velocidad relativa entre las fases líquido y vapor.

Se considera que la mezcla de agua y vapor se encuentra en todo instante en equilibrio termodinámico aún cuando se tiene en cuenta el efecto de la ebullición subenfriada sobre la transferencia calórica por medio de una correlación empírica.

El modelo fue constatado comparando algunas de sus predicciones con las del código tridimensional URSULA-2 para el caso del generador de vapor de la CNA-2 encontrándose una concordancia aceptable en aquellas variables que hacen al comportamiento global del generador de vapor.

"RECOVERY" DE SALES EN EL GENERADOR DE VAPOR DE ATUCHA I

H. Corti, R. Curti^{*}, R. Larotonda, N. Piacquadío, D. Scopetta,
J. Riesgo y G. Urrutia.

Departamento Química de Reactores - CNEA -

* Central Nuclear en Atucha - CNEA -

Se entiende por "recovery" el aumento de concentración de sales en la fase líquida del generador de vapor durante la operación de parada de la Central.

En este trabajo se analiza este fenómeno en los generadores de vapor de CNA I, mediante la determinación de la concentración de fosfato en el medio.

Los resultados indican un aumento de esta concentración en un factor 3 entre los estados estacionarios previo y posterior de la parada.

Esto se origina en el reintegro al líquido de sales que se concentran en zonas tales como barro, rendijas o capas porosas de óxido durante la operación normal.

INTERPRETACION DE LAS RELACIONES DE CONCENTRACION DE
VOLATILES EN LOS GENERADORES DE VAPOR DE CNA I EN
FUNCION DE LA POTENCIA DE OPERACION DEL REACTOR

J. Cesario*, R. Manzi*, N. Piacquadío# y G. Urrutía#.

* Central Nuclear en Atucha - C.N.E.A.

Departamento Química de Reactores - C.N.E.A.

La relación entre las concentraciones de amoníaco medidas en el vapor vivo y en el agua de purga de los generadores de vapor de la CNA I es inferior a la que correspondería si se supone que la base se particiona entre las fases líquida y vapor de acuerdo con la constante termodinámica a la temperatura de trabajo que es de 250°C.

En el presente trabajo se analizan las relaciones entre las concentraciones de amoníaco en el vapor vivo, agua de alimentación y purga para distintas potencias de operación del reactor.

Los valores experimentales muestran una buena concordancia con los calculados teniendo en cuenta estos factores de recirculación en el generador de vapor.

LIMPIEZA QUIMICA DE GENERADORES DE VAPOR:
¿UN DESAFIO PROXIMO?

A.M. Olmedo, P.J. Morando, M. Villegas*, M.A. Blesa,
A.J.G. Maroto y H. Marinovich.

Departamento Química de Reactores - CNEA -

*Departamento Prospectiva y Estudios Especiales - CNEA -

El transporte de productos de corrosión por el flujo secundario de las centrales nucleares de potencia tiene como consecuencia el depósito de delgadas capas de óxidos de hierro con cantidades variables de cobre. Dichas capas de óxido producen el llamado "ensuciamiento" de las superficies de intercambio de calor, que trae entre otras consecuencias una disminución del coeficiente de transferencia de calor y por lo tanto una disminución del rendimiento de la planta.

A pesar de que las capas son muy delgadas, la alta superficie implica una masa muy grande de material a remover, que además es de muy baja reactividad química. Finalmente, existe la restricción adicional de que la elección de reactivos queda muy limitada para garantizar que el procedimiento no dejará residuos agresivos durante la futura operación de la planta.

El presente trabajo reseña la situación presente en este campo, analizando las posibilidades técnicas actuales, así como las perspectivas a corto y largo plazo en lo que a necesidad de aplicar procedimientos de limpieza química a generadores de vapor de reactores de potencia.

ENSAYOS DE CALIFICACION DE PROCEDIMIENTOS DE LIMPIEZA
QUIMICA DE GENERADORES DE VAPOR.

A.M. Olmedo, M. Villegas, P.J. Morando, J. Romagnolo,
H. Marinovich, M.A. Blesa y A.J.G. Maroto.

Departamento Química de Reactores - CNEA.

Como parte de un programa cooperativo con la firma KWU de la República Federal Alemana, se están estudiando comparativamente dos procedimientos de limpieza química de generadores de vapor, uno de ellos desarrollado en Alemania y el otro en el Departamento Química de Reactores (CNEA). En el presente trabajo se informa sobre los ensayos de calificación desarrollados para evaluar procesos de limpieza química, y se hace un estudio comparativo de los resultados obtenidos con el procedimiento KWU y con el procedimiento CNEA. Para aceros al carbón ambos procedimientos parecen ser técnicamente adecuados para la remoción de los óxidos, si bien el procedimiento CNEA requiere tiempos de aplicación más cortos. En el caso de aceros inoxidable, no se dispone de información sobre el procedimiento KWU ya que los ensayos de calificación por ellos empleados no permiten evaluar adecuadamente el riesgo de corrosión localizada. En el procedimiento CNEA los ensayos de calificación demuestran un comportamiento satisfactorio.

ESTABILIDAD TERMOHIDRAULICA DE GENERADORES DE VAPOR

A. Clausse

J. Converti

Centro Atómico Bariloche e Instituto Balseiro
-Comisión Nacional de Energía Atómica y
Universidad Nacional de Cuyo-

Se presenta un estudio de la dinámica del escurrimiento bifásico en generadores de vapor. Se desarrolla un análisis en el campo de la frecuencia aplicado al fenómeno de ondas de densidad. El método permite estudiar la influencia de los parámetros termohidráulicos de diseño en la estabilidad del generador de vapor, y constituye una herramienta útil para el análisis del control del mismo.

MODELO DE SIMULACION DE NIVEL DE LIQUIDO DEL GENERADOR DE VAPOR
DE LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE

C. ROL G. SMINK

Comisión Nacional de Energía Atómica

El presente trabajo muestra el modelo de simulación que ha sido implementado como una subrutina del código MANUVR. Dicho código simula el comportamiento dinámico de los circuitos primario y secundario de la Central Nuclear Embalse. El circuito primario está definido en forma simplificada.

En el modelo, el generador de vapor se encuentra discretizado en los siguientes elementos de volumen: precalentador, riser, chimenea, drum (domo) y downcomer. En cada elemento de volumen se aplican los balances de masa y de energía.

Dado que la Central puede operar con nivel de líquido tanto por encima como por debajo del espejo de los ciclones, se simulan ambas posibilidades. Si el nivel está por debajo, se considera que el domo está lleno de vapor y la altura de la columna líquida depende del título en el downcomer, si en cambio el nivel corresponde a una condición por encima del espejo de los ciclones, el que define el nivel es el título en el domo.

En todo momento es la altura de la columna líquida y las densidades relativas entre riser y downcomer la que define el caudal de circulación.

El programa puede ejecutarse con un paso de avance de 0,6 segundos y ha sido contrastado durante la puesta en marcha de la C.N.E.

Con el objeto de identificar las partes se presenta inicialmente una somera descripción del generador de vapor de la C.N.E.

OPTIMIZACION DE COSTOS DE UN GENERADOR DE VAPOR

C. Aquirre

J. Converti

Centro Atómico Bariloche e Instituto Balseiro
-Comisión Nacional de Energía Atómica y
Universidad Nacional de Cuyo-

Se desarrolla un modelo matemático para la optimización de costos de un generador de vapor del tipo tubos en U de circulación natural, para plantas nucleares de agua presurizada. Los parámetros usados para estudiar la variación del costo son: número de tubos, caudal del primario y presión de secundario. Esta formulación matemática es de utilidad para determinar las especificaciones funcionales de diseño.

ANALISIS TERMOHIDRAULICO UNIDIMENSIONAL DE GENERADORES DE
VAPOR

J. Converti

A. Clausse

Centro Atómico Bariloche e Instituto Balseiro
-Comisión Nacional de Energía Atómica y
Universidad Nacional de Cuyo-

Se describe un modelo unidimensional para la simulación termohidráulica de un generador de vapor del tipo tubos en U de circulación natural. Se analizan diversas aplicaciones consideradas en el diseño básico de los generadores de vapor. El modelo demuestra ser adecuado para el análisis preliminar del componente.

ANALISIS TERMOMIDRAULICO DE UN GENERADOR DE VAPOR
(CON TULOS HELICOIDALES Y DE UN SOLO PASO)

Pargansky, D. - Halpert, S.

División Termohidráulica-Depto. Ing. Reactores
Dirección de Centrales Nucleares - C.N.E.A.

Existen estudios de reactores presurizados de bja potencia en los que el generador de vapor está contenido en el recipiente de presión.

Estos generadores de vapor pueden ser del tipo tubo vertical o helicoidal.

El objeto de este trabajo es el análisis termohidráulico de un generador de vapor de un solo paso, con tubos helicoidales, donde el refrigerante primario entrega el calor generado en el núcleo al refrigerante secundario que circula por los tubos, evaporándolo.

Para el cálculo se dividió el generador de vapor en tres zonas(según el estado del secundario): líquido, líquido-vapor, vapor; utilizándose en cada región las correlaciones de transferencia de calor citadas en la literatura. El área total de transferencia requerida se obtuvo como la sumatoria de las áreas de cada zona.

EVALUACION DE LA PERFORMANCE DE LA CENTRAL NUCLEAR EN OPERACION COMERCIAL

Eduardo DIAZ - Miguel A. JOSEPH

CENTRAL NUCLEAR EMBALSE - COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

Se presenta la performance de la Central Nuclear en Embalse en el primer año de operación comercial.

Se pasa revista a los eventos más significativos, a los aspectos relativos a factores de carga y disponibilidad, como así también a los aspectos vinculados con el cumplimiento de la Licencia de Operación y Programa de Garantía de Calidad.

Estimación de costo y evaluación económica-financiera
de una central tipo-CANDU de 600 Mw_e

Miguel A. Bustos
Carlos H. De María
Victor E.J. Del Frate

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA
Dirección de Centrales Nucleares
Gerencia de Programación Recursos y Suministros

El trabajo consta de dos partes en las cuales se fijan los lineamientos básicos de los componentes del costo estimado de una central nuclear de 600 Mw de potencia neta, tipo CANDU como así también los criterios a considerar en la evaluación económica financiera del mismo.

En la primera parte se muestra la desagregación del costo estimado total, la erogación en divisas y recursos locales, como así también el desembolso de los mismos. En la segunda parte, se desarrolla el método de la Tasa Interna de Retorno como parámetro de evaluación económica financiera, y un análisis de sensibilidad de la Tasa Interna de Retorno y del costo de generación con respecto a otras variables que componen el modelo utilizado a tal fin. Concluye el trabajo destacando:

- 1) la aceptabilidad del sobre costo necesario para desarrollar la tecnología, a fin de lograr la mayor autosuficiencia posible en la materia con la consecuente sustitución de importaciones de componentes críticos.
- 2) la tendencia a la menor erogación en divisas para Proyectos nucleares compatible con la delicada situación del sector externo de nuestra economía nacional.
- 3) el efecto multiplicador de la inversión local principalmente en la industria metalmecánica.

REINFORCEMENT ECONOMY OBTAINED IN NUCLEAR POWER PLANTS STRUCTURES BY MEANS OF INTENSIVE USE OF COMPUTER

B.ERNANI DIAZ , JOSÉ M. BORBOREMA
PROMON ENGENHARIA S.A. , NUCLEBRÁS ENGENHARIA S.A.,RIO DE JANEIRO

A new technique has been used in the analysis, design and detailing of the reinforced concrete structures of the Angra Nuclear Power Plant, Unit 2, which is being built in the Atlantic coast, between the cities of Rio de Janeiro and Santos, in Brazil. This technique uses the computer intensively, allowing a remarkable steel reinforcement economy in the reinforced concrete structures.

The civil structures of a Nuclear Power Plant are formed by complex structural elements, subjected to a extensive gamut of loading types. Depending on the loading consideration the reinforced concrete design must present different safety coefficients. It is required to consider in the design the loadings related to the earthquake excitations and to the internal accident loads . The required design work is very demanding, since the types and positions of the postulated accidents are of large amount.

Several computer programs have been developed for the automatic analysis and design of the reinforced concrete structures, which has allowed an organized design work. Initially the concrete structures are modeled with help of the FEM. The mathematical models present a very large number of degrees of freedom, allowing a spatial representation of the structure in a global way. A complete interaction between the structural elements is achieved, which has caused a internal force decrease for each individual element.

In the design phase of the structure, a series of computer procedures has been developed, which has allowed an additional economy in the reinforcement, since all the design procedures compute the reinforcement as a minimal reinforcement in all partial reinforcement designs. The manhours for the design are also reduced.

The paper presents the basic design scheme and the obtained results. The possibilities of this technique and their consequences are also treated.

METODOLOGIAS CONTRACTUALES DISEÑADAS A NIVEL MUNDIAL PARA
LA EJECUCION DE PROYECTOS DE CONSTRUCCION DE CENTRALES NU-
CLEARES. EXPERIENCIA ARGENTINA

C.D. BIONDO-O.A. CASENTINI - L.H. PAREDES
COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

Se enuncian las estructuras contractuales utilizadas a nivel mundial en la construcción de las Centrales Nucleares, que comprenden diversos grados de responsabilidad compartidas entre el propietario y el suministrador de dichas centrales y que van desde la modalidad de contratación "llave en mano", hasta la implementación de un programa de "contratos múltiples" por parte del propietario, y en función de la experiencia que posee el mismo en proyectos nucleares de esta índole.

Esta planificación a nivel teórico se ve fuertemente influenciada en función de la situación geopolítica de los países asiento de los proyectos (factores endógenos al sistema), como así también por los condicionamientos externos, tanto de orden político como económico impuestos por las organizaciones extranjeras intervinientes en los proyectos (factores exógenos).

Estas situaciones cambiantes motivada por los factores anteriormente señalados, se manifiestan en forma marcada en aquellos países en vías de desarrollo, que propenden al establecimiento de políticas de desarrollos regionales a través de estos emprendimientos de convergadura y que muchas veces se contraponen con los intereses económico, político y comerciales de los países suministradores de los principales componentes tecnológicos de los proyectos tratados.

En este contexto se describe la experiencia argentina en la contratación de sus Centrales Nucleares: ATUCHA-I (CNA-I), EMBALSE (CNE), -ambas en operación comercial-, y ATUCHA II (CNA-II), actualmente en construcción; mostrando en forma resumida las distintas modalidades contractuales utilizadas en la construcción de las mismas, así como los cambios que se han producido en la contratación de una de ellas (CNE) y motivada fundamentalmente por los factores anteriormente señalados.

IMPLEMENTACION DE FACILIDADES Y ESTRUCTURAS DE OBRAS NUCLEARES "ORGANIZACION Y FACILIDADES DE OBRA PARA MONTAJES NUCLEARES"

P.A. Grillo y L.A. Darnond
NUCLAR

En el presente trabajo se describen y analizan las necesidades para montajes de obras nucleares a fin de complementar con los trabajos pertinentes.

A tal fin, NUCLAR ha estructurado para las obras de la Central Nuclear Atucha II, una organización de personal, equipos y laboratorios en el sitio que se presentan en este trabajo.

Se analizan los equipamientos y servicios determinándose sus incidencias en la distribución de costos para la obra y su justificación ante la necesidad de contar con respuestas técnicas rápidas y seguras, cortando así demoras que afecten el avance de los trabajos.

Se analizan por último, los requisitos contractuales y se presentan a discusión modificaciones a los mismos que permitan optimizar la organización necesaria y, en consecuencia, los costos resultantes.

AYUDAS OPERACIONALES POR COMPUTADORA

NECESIDAD Y METODOLOGIA DE LA IMPLEMENTACION DE UN MANUAL DE OPERACIONES POR COMPUTADORA

CARLOS E. MARTINIAU

ENACE S.A.

No pocos factores han influido, en especial en los últimos años, para acrecentar la complejidad operativa de las Centrales Nucleares:

- Potencias instaladas crecientes y por tanto más complejos sistemas de proceso y seguridad.
- Ocurrencia de diversos incidentes (TMI) y acumulación de experiencia operativa que hacen disminuir la confianza en las acciones manuales del operador.
- Aumento de exigencias de la Autoridad Licenciante en cuanto a valores límites de operación y la influencia de tiempos de reparación en sistemas de seguridad y relacionados.

Son algunos de los que tienen mayor peso y han acentuado el rol del operador y su capacidad de repuesta para enfrentarse a incidentes.

A tal efecto, la implementación de ayudas operacionales por computadora posibilitan un mejor comportamiento del personal.

Para el caso de nuestro país, con centrales existentes en Operación y en construcción, aparece como más conveniente una aplicación gradual de estas ayudas operacionales. Se propone, entonces, desde un sistema de análisis de estado de sistemas de seguridad como fase inicial, a un Manual de Operaciones automatizado como meta final.

Se hace una descripción de las principales características de cada etapa, con especial atención en la primera por su especial significación para las demás.

DETERMINACION EXPERIMENTAL DE ESPECTROS EN FRECUENCIA DE
MAQUINAS ROTATIVAS EN EL REACTOR RA-6.

O.A. García Peyrano y R. Germi. - CNEA - U.N. de Cuyo.

El RA-6 fué construído para ser utilizado para Investigación y enseñanza. En este contexto cumple finalidades de transferencia de conocimientos y permite a los alumnos del Instituto Balseiro la utilización de las nuevas técnicas de la Ingeniería.

Se ha implementado un sistema de mantenimiento preventivo y correctivo en el curso del presente año, con excelentes resultados. Si bien el tipo de reactor y su empleo podrían no justificarlo, se pretende implementar en corto plazo un sistema de predicción de fallas en las principales máquinas y componentes del reactor; para esto se cuenta como herramienta importante con el computador P-E 3220, con el que se está trabajando para permitir la obtención de datos que permitan al operador del reactor una toma rápida de decisiones.

En este trabajo se describen los resultados obtenidos con la bomba primaria del reactor, mediante circuitos híbridos en la determinación de espectros en frecuencia. También se presentan los primeros resultados obtenidos en la adquisición de datos con el P-E 3220 y su tratamiento con F.F.T., y cuales serán los pasos futuros para la implantación del sistema en el RA-6.

ANALISIS DE LA VELOCIDAD CRITICA DE ROTORES DE
COMPONENTES NUCLEARES

Por Julio C. Utjés

Empresa Nuclear Argentina de Centrales Eléctricas S.A.

Se presenta un análisis computacional, basado en el método de elementos finitos, de la velocidad crítica del eje de una bomba de central nuclear perteneciente al sistema de enfriamiento asegurado de la misma. Se analiza el modo fundamental y algunos modos superiores de vibración del sistema originados por imperfecciones geométricas del mismo, poniendo de manifiesto la importancia que tienen las distintas hipótesis que se plantean usualmente para la modelación del conjunto cojinete-soporte en las velocidades críticas calculadas.

Se realiza un estudio adimensional de una configuración simple en función de los parámetros que la definen comparando en todos los casos los resultados obtenidos con dos códigos computacionales distintos.

Por último, se destaca la importancia de este tipo de análisis en componentes mecánicos de centrales nucleares.

ANALISIS DE COMPONENTES POR TECNICAS DE MEDICION DE
VIBRACIONES EN LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I.

Félix SANCHEZ
Roberto MEICHTRY
Jorge ESCUTIA

Dto. Mantenimiento Mecánico
Central Nuclear Atucha I
COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

El Dto. de Mantenimiento Mecánico de la Central Nuclear Atucha I posee una división dedicada al seguimiento del estado de los componentes utilizando los análisis de componentes por técnicas de medición de vibraciones.

Para la realización de esta tarea posee un personal debidamente entrenado, que ha realizado diversos cursos para el conocimiento de la fundamentación de estas técnicas como así también sus modos de aplicación, y ha elaborado un plan de seguimiento de todos los equipos rotantes de planta que permiten mantener una frecuencia corriente de seguimiento, como así también equipos rotantes cuya frecuencia de seguimiento no es normal, como por ejemplo: bombas principales de refrigeración, bombas del Moderador, etc.

En el presente trabajo se describen los resultados obtenidos como aplicación de estas técnicas al balanceo en sitio de una bomba centrífuga de eje vertical y acoplamiento rígido y del seguimiento del desgaste de cojinetes radiales de bombas principales de refrigeración secundaria.

PRACTICAS Y LINEAMIENTOS DE MANTENIMIENTO PREVENTIVO EN
EL AREA MECANICA DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I

Roberto COSENTINO
Dto. Mant. Mecánico

Central Nuclear Atucha I
COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

La Central Nuclear Atucha I constituye la primera central de potencia de Sudamérica y en el curso de sus diez primeros años de funcionamiento ha permitido desenvolver en cada una de sus áreas de operación y servicio una experiencia específica única en el país.

El objeto de este trabajo es el de mostrar como se ha desarrollado el área de servicio del mantenimiento mecánico y que particular aporte a los lineamientos generales de cualquier mantenimiento se ha realizado durante este período de operación.-

PLAN DE PRUEBAS RUTINARIAS PARA LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE - METODOLOGIA Y ANALISIS DE RESULTADOS PARA DETERMINAR EL GRADO DE CONFIABILIDAD DE LOS SISTEMAS QUE ACTUAN POR DEMANDA.

Juan Carlos, DEVEGILI

CENTRAL NUCLEAR EMBALSE - COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

a) PROPOSITOS

Las pruebas rutinarias tienen por objeto determinar el nivel de confianza que ofrecen los sistemas por demanda durante la vida útil de una central termonuclear. Consisten en: a) Plan de pruebas rutinarias programado; b) Adquisición de datos y estadísticas; c) Análisis; d) Determinación del grado de confiabilidad del sistema.

Para la Central Nuclear Embalse el plan de pruebas rutinarias comienza en forma sistemática y programada desde la carga inicial del núcleo con elementos combustibles (17-12-82) con los subsistemas de protección neutrónica del sistema de parada N°1 y a partir de esa fecha se incrementa la lista de pruebas hasta un total actual de 55 pruebas para el área nuclear y 50 pruebas para el área convencional cubriendo así la totalidad de los sistemas por demanda (pasivos) y los sistemas principales de proceso (activos).

b) METODOLOGIA

El criterio aplicado es: La adquisición de datos del resultado de pruebas que permita luego hacer la estadística de cantidad de ensayos y fallas calificadas encontradas en los componentes y/o subsistemas dentro de un período. Un posterior análisis permite determinar las " Tasas de Fallas " (50%) con un límite superior de confianza de 50% (distribución χ^2 cuadrado) por componente y por período de prueba con las cuales se deducen, las "no disponibilidades promedio" (Q_i) por componente para un tiempo total de fallas en el período de pruebas aludido. De lo precedente se deduce el grado de "no disponibilidad" de un sistema dentro de un período (Q) o bien el grado de "disponibilidad" o "confiabilidad" ($1 - Q$).

c) RESULTADOS

Los resultados de las pruebas rutinarias en los sistemas por demanda son diferentes según la etapa de vida de la planta. Durante la "puesta en marcha", en la que es lógico esperar una mayor tasa de falla (mortandad infantil), se encontraron algunas fallas esperadas en esta etapa y rápidamente superadas.

Durante el primer año de vida comercial se observa que los resultados obtenidos muestran que la tasa de fallas ha disminuido considerablemente respecto al período anterior y tiende a ser constante y baja.

SUSTITUCION AL MERCADO NACIONAL DE COMPONENTES DE PLANTA
CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I

Gabriel MOLITERNO - Dto. Mant. Eléctrico
Cesar ALEXENICER - Dto. Ing. y Planificación
Roberto COSENTINO - Dto. Mant. Mecánico

Central Nuclear Atucha I
COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

La experiencia de 10 años en el funcionamiento y mantenimiento de la Central Nuclear Atucha I, nos permite obtener las conclusiones siguientes:

- El número de fallas en componentes específicos, mecánicos, eléctricos y electrónicos no ha sido aún suficientemente elevada, pero sí ha permitido que los Departamentos de Mantenimiento de Planta se hayan visto necesitados de efectuar en reiteradas oportunidades la fabricación de repuestos, como así también la utilización de servicios de Ingeniería y de Asistencia Técnica.

A modo de ejemplos se puede mencionar la fabricación de perchas para almacenamiento de elementos combustibles, la fabricación de tubos del condensador principal en acero inoxidable, la de anillos de sellos de cuerpos de cierre del reactor, etc.

El presente trabajo resume toda la experiencia mas relevante en lo que hace a sustitución nacional.-

PRUEBAS REPETITIVAS E INSPECCION EN SER-
VICIO DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I.

Eduardo Garay Nebbia, Oscar Negri

Comisión Nacional de Energía Atómica
Gerencia Central Nuclear Atucha I
Departamento de Ingeniería y Planificación

Se presenta primeramente una somera introducción de los términos más usados en análisis de confiabilidad, a continuación se explica como son y ejecutan las pruebas repetitivas en componentes con distinta "responsabilidad" en la seguridad y disponibilidad de la operación, sus características, clasificación, implementación y periodicidad.

La segunda parte del presente trabajo se refiere a las inspecciones en servicio realizadas sobre componentes de la CNA I. Se expone el problema de la falta de prevención en el diseño para extenderla a la totalidad de los elementos críticos de la isla nuclear.

Se describen los métodos empleados y las experiencias más importantes recogidas durante las inspecciones.

TRANSPORTE DE PRODUCTOS DE CORROSION EN EL SISTEMA
SECUNDARIO DE LA CNA I DURANTE TRANSIENTES OPERACIONALES

S. Alí, L. García Rodenas, M. Grimaux, A. Iglesias,
R. Jimenez Rebagliati, A.J.G. Maroto, N. Piacquadio,
J. Romagnolo. D. Scopetta, G. Urrutia y M. Villegas*.

Departamento Química de Reactores - CNEA-

* Departamento Prospectiva y Estudios Especiales - CNEA -

En un trabajo anterior se estudió la generación y transporte de productos de corrosión en el circuito secundario en CNA I en estado estacionario, trabajando la planta al 100% de potencia.

Dada la importancia de tales fenómenos en este trabajo se analiza en condiciones transientes de operación como paradas, arranques o variaciones de potencia.

De sus resultados se puede concluir que:

- a) La concentración de Fe transportado en todos los componentes del sistema aumenta durante estos transientes respecto de condiciones estacionarias.
- b) La relación hematita/magnetita hallada varía según la historia de operaciones previas al transiente considerado.
- c) Faltarían datos para concluir acerca del origen de estos óxidos: si son los depositados sobre los tubos o si provienen de los barrotes de los fondos de los generadores de vapor.

TRATAMIENTO QUIMICO DEL SISTEMA DE AGUA FRIA DE LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE UTILIZANDO COMO PROTECTOR-INHIBIDOR HIDRAZINA

Hugo ROSALES - Alberto FERNANDEZ - Henri RASCON

CENTRAL NUCLEAR EMBALSE - COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

El sistema de agua fría para la refrigeración del aire de los diferentes grupos de acondicionamiento térmico de la central, tiene todas sus cañerías de acero al carbono. Debido a las condiciones de montaje y a las demoras producidas en su instalación la misma sufrió un proceso de oxidación que hubiera llevado en poco tiempo de uso a una corrosión intensa con la consiguiente destrucción.

Como la reposición de agua al circuito es grande, el aditivo protector debía reunir ciertas características, especialmente el costo y la disponibilidad en el mercado.

Se decidió utilizar hidrazina sin catalizar pero debido a la baja temperatura, la reducción del oxígeno disuelto es muy lenta, como también la capa molecular de magnetita que se debe formar. Se fue dosificando en concentraciones crecientes, controlando los parámetros químicos correspondientes hasta reducir el " crud " a menos de 1mg/L. Todos éstos ensayos y los resultados se pueden observar en los gráficos y planillas que se adjuntan.

La corrosión prácticamente se ha detenido y el resultado después de 2 años de habilitado el sistema se puede considerar muy satisfactorio.

DETECCION DE PERDIDAS EN TUBOS DE GENERADORES DE VAPOR E INTERCAMBIADORES DE CALOR Y EVALUACION DE LAS MISMAS POR MEDICION CONTINUA DE CONCENTRACION DE AGUA PESADA

Ricardo A. SAINZ.

CENTRAL NUCLEAR EMBALSE - COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

El método de detección de pérdida en tubos de generadores de vapor e intercambiadores de calor utilizado en C.N.E., está basado en la medición continua de la concentración de agua pesada, por espectrofotometría infrarroja, en el agua del ciclo térmico y en el agua de procesos respectivamente. Este método, es también útil para la evaluación de dichas pérdidas de agua pesada.

Para la detección en los generadores de vapor, se mide la concentración de agua pesada en forma continua, en el vapor de uno de los cuatro generadores por medio de un equipo analizador " Barringer ".

Ya que, el agua pesada de pérdida se diluye en el volumen total de agua liviana del ciclo térmico, en el momento de la detección se localiza desde cual generador de vapor proviene la pérdida, por medición alternada de la concentración en el agua de purga de cada uno de ellos.

Para el caso de la detección en intercambiadores de calor, se mide la concentración de agua pesada en forma continua con otro equipo analizador en el agua de procesos, por medio de un ciclo de conmutación automático de muestra proveniente de cada uno de ellos.

Haciendo uso de un modelo teórico de evaluación de pérdidas de agua pesada por los tubos de los generadores de vapor y, de la pendiente de crecimiento de la concentración, medida en el registro del analizador, se obtiene una estimación rápida del caudal de pérdida.

También se estima el caudal de pérdidas necesario, hacia sistemas abiertos (intercambiadores de calor) y cerrados (generadores de vapor), correspondiente al mínimo incremento de concentración detectable.

REQUERIMIENTOS Y FUNCIONES DE UN SISTEMA DE DETECCION
DE PERDIDAS.

CARLOS MARTINIAU.

ENACE S.A.

Debido a la importancia de la detección de pérdidas de refrigerante (especialmente de D_2O) en Centrales Nucleares de agua pesada; es misión de un sistema de detección de pérdidas, vigilar la aparición y evaluar el comportamiento de una pérdida.

Se definen los parámetros a medir para la detección y se clasifican las pérdidas según su tamaño.

Se presenta, además, una relación de los parámetros relevantes y cada pérdida.

También se muestra la evolución del sistema con las influencias que determinan nuevas tendencias en el diseño de una Central Nuclear (Exclusión de la rotura) y se comparan entre sí los de las Centrales Nucleares Atucha I y II

DESGASTE DE TUBOS, Y BARROS EN EL GENERADOR DE VAPOR DE
ATUCHA I.

D. Scopetta y G. Urrutia.

Departamento Química de Reactores - CNEA -

La estabilización del perfil de los barros con el tiempo en los generadores de vapor es una de las causas que origina el fenómeno conocido como "wastage corrosion".

En el presente trabajo se muestra la variación del perfil de los barros entre dos inspecciones sucesivas del Generador de Vapor de Atucha I y se la correlaciona con la ubicación de los tubos gastados, se observa acuerdo con la suposición de que una condición necesaria para el desgaste es la estabilización de los barros. Por otra parte se observa una asimetría en el perfil de los barros para la cual no hemos hallado la explicación al presente. En otro orden se evalúa el volumen de barros existente en el generador.

ACTUALIZACION DE LA ESTRATEGIA DE RECAMBIO EN LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE

C. CALABRESE (*) José FINK (**)

(**) CENTRAL NUCLEAR EMBALSE - COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

(*) GERENCIA DE INGENIERIA - COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

Los estudios para definir la estrategia de recambio de la C.N.E. realizados en Canadá en la etapa de diseño, requieren ajustes debido a diferencias entre las condiciones reales y las supuestas, las más importantes de las cuales son las siguientes

- a) La potencia del reactor es levemente más alta: 2005 Mw (en el estudio 1982 Mw).
- b) La pureza del moderador es mayor que la supuesta en los estudios de diseño (99.835 % en peso, y la supuesta era 99.75 % en peso).
- c) La presencia de material estructural en la base de la calandria representada en los modelos actuales del reactor que se usan para gestión de combustible pero no tomado en cuenta en los estudios de diseño.
- d) Ajuste de las posiciones de las barras ajustadoras que se ubican actualmente 9 cm por encima de la posición simétrica respecto al plano medio del reactor para reproducir mejor mediciones de flujo con los detectores de vanadio.

Por esta razón se repitieron los cálculos para definir el núcleo en equilibrio que sirve como referencia para el recambio de combustible de acuerdo a las condiciones actuales.

La tarea se realizó en dos etapas. En la primera se utilizó el programa XEMAX (difusión 3 dimensional) con un modelo de un cuarto de núcleo para definir en forma aproximada las dimensiones de las dos zonas de quemado y los quemados de salida de las mismas. En esta etapa las dos zonas de quemado se trataron en forma homogénea.

En la segunda etapa se hizo un cálculo más preciso con el programa PU-MA-C, con la posición promediada en el tiempo ("time average") igual al que se emplea en gestión de combustible.

En este método cada manojo se representa de manera que sus propiedades corresponden al promedio de las irradiaciones entre dos recambios sucesivos del canal.

Se encontró que con la dimensión original de la zona interna no era posible obtener una potencia máxima de canal menor de 6,6 Mw. Fue necesario ampliar la zona interna hasta 132 canales. Los quemados medios de extracción de las zonas interna y externa resultaron de 7760 y 6830 Mwd/tu obteniéndose un quemado de extracción promedio de 7180 Mwd/tu.

VERIFICACIONES DEL PROGRAMA DE GESTION DE COMBUSTIBLE PUMA-C EN LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE CON MEDICIONES DE DISTRIBUCIONES DE FLUJO Y REACTIVIDAD OBTENIDAS DURANTE OPERACION A ALTA POTENCIA

Enrique CHALLIER (*), Alfredo DE PAZ (*), Carlos MORENO (*), Jorge SIDELNIK (**), Oscar SERRA (**) y José FINK (*)

(*) CENTRAL NUCLEAR EN EMBALSE - COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

(**) GERENCIA DE INGENIERIA - COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

En la Central Nuclear Embalse el cálculo de las distribuciones de potencia y quemado requeridas por la operación se realizan con el programa PUMA-C, que emplea teoría de difusión tridimensional, utilizando constantes de celda producidas por el programa POWDERPUFS-V.

Para asegurar la confiabilidad de las predicciones del código se consideró necesario implementar comparaciones periódicas rutinarias de los resultados del mismo con mediciones de flujo realizadas en condiciones estables de operación con 102 detectores de vanadio distribuidos en el núcleo y vinculados al control de la planta.

Se toman como indicadores para las comparaciones a las discrepancias entre valores medidos y calculados de:

- a) Flujo térmico en las posiciones de los 102 detectores (Los valores se normalizarán de manera que el valor medio calculado y medido para los 102 detectores sea 1), calculándose también la discrepancia cuadrática media.
- b) Los factores de asimetría relativos a los tres planos de simetría del reactor, que se definen como la diferencia de los valores medios de los detectores ambas mitades del reactor dividida por la suma de los mismos.

Estas comparaciones permitieron hacer ajustes en el modelo de representación que mejoraron apreciablemente el acuerdo con las mediciones.

En el período comprendido desde el comienzo de la operación hasta los 204 días a plena potencia (11-07-84), la discrepancia cuadrática media se mantuvo entre 1.8 y 3%, encontrándose cerca de 2% en las últimas comparaciones. Los acuerdos en los factores de asimetría se mantuvieron dentro del 1%, y en la mayoría de los casos dentro de 0.5%.

Para las comparaciones entre valores medidos y calculados de reactividad se aprovecharon mediciones realizadas con un analizador de B-10 disponible en la planta durante un cierto período por cuestiones vinculadas con las garantías.

Se simularon varias situaciones de operación estable en las cuales había mediciones de B-10 y se encontró que los valores de reactividad calculados dieron muy cerca de criticidad, y en general dentro de 0,5 a 1 MK.

GESTION INTERNA DE COMBUSTIBLE EN LA CENTRAL NUCLEAR EN EMBALSE -
ACTIVIDADES REALIZADAS EN LA PRIMERA ETAPA DEL PERIODO DE RECAMBIO DE
COMBUSTIBLE

Enrique CHALLIER - Alfredo DE PAZ - Carlos MORENO - Ricardo BUSTAMANTE y
José FINK

CENTRAL NUCLEAR EN EMBALSE - COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

Este trabajo describe las tareas vinculadas a la gestión interna de combustible que se están llevando a cabo en la Central Nuclear en Embalse. En particular incluyen los cálculos de distribuciones de potencia y quemado del núcleo, la selección de canales para el recambio y la verificación del cumplimiento de límites de potencia de manojo y canal.

Asimismo se presenta la evolución del núcleo a través de los parámetros más relevantes como el consumo de combustible, el quemado medio del núcleo y de los combustibles extraídos.

Los cálculos de potencia y quemado se realizan con el programa PUMA-C (Difusión a dos grupos de energía en geometría cartesiana tridimensional) con un modelo detallado de representación del reactor de núcleo completo. Las constantes para PUMA-C se calculan con el código de celda POWDERPUFS-V.

La etapa de recambios rutinarios se comenzó el 09-02-84 a los 98 días a plena potencia. EL primer recambio de cada canal se efectúa utilizando un esquema modificado denominado " Swing 8 " que consiste en extraer los manojos ubicados en las posiciones 3 a 10 manteniendo en el canal los manojos de las posiciones 1, 2, 11 y 12 que son los menos quemados.

De esta forma se mejora en un 11% el quemado medio de salida y se reduce el uso de la máquina de recambio en 8%.

Hasta el momento actual (30-07-84) se han generado 10300 Gwh térmicos (214 días a plena potencia). Se han extraído 1428 manojos (177 operaciones de recambio) siendo el valor promedio del quemado de extracción para el mes de junio de 5970 Mwd/tu, no habiéndose llegado aún a las condiciones de equilibrio.

QUEMADO DE EXTRACCION CON ELEMENTOS DE 36 Y 37
BARRITAS COMBUSTIBLES EN LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I

C. GRANT , O. SERRA CNEA

Con el objeto de estimar el quemado de salida para el elemento combustible de 37 barras en la Central Nuclear Atucha I y efectuar comparaciones con el elemento de 36 barras combustibles (actualmente en uso en la central), se realizaron cálculos con el código PUMA, utilizando la opción de recambio automático para la obtención de estados en equilibrio.

Para 36 barras combustibles y una estrategia de recambio de 3 zonas se determinó un quemado medio de extracción de 6000 MWD/TnU, éste valor es similar al obtenido en la operación de la planta.

Para 37 barras combustibles y la misma estrategia, el quemado promedio de salida resultó ser de 6120 MWD/TnU, representando un ahorro de 19 elementos combustibles por año para un factor de operación de 85%.

Se evaluó también el quemado medio de salida para 37 barras combustibles empleando una estrategia de recambio de 3 zonas modificadas para aprovechar el hecho de poder aumentar en un 5% el factor de forma total, dado que disminuye en la misma proporción el factor de forma interno. Con estas condiciones el quemado medio de extracción resulta ser de 6200 MWD/TnU, con un ahorro de 23 elementos combustibles por año, sin embargo con esta estrategia las potencias por canal de la zona central del núcleo se encuentran para algunos estados entre un 5% y un 10% por encima de los valores máximos admisibles, haciendo imposible, por el momento la utilización de esta estrategia.

El aumento en el quemado medio de salida al emplear el elemento con 37 barras combustibles se debe fundamentalmente a la presencia de mayor combustible por elemento y a la mayor reactividad aportada por éste, siendo el efecto más significativo al aumentar el quemado del elemento combustible.

DETECCION DE COMBUSTIBLE FALLADOS A TRAVES DE LA RELACION Xe^{133} , Kr^{88}
CONSIDERANDO LA POTENCIA DEL REACTOR

Hugo ROSALES - Alberto FERNANDEZ - Henri RASCON

CENTRAL NUCLEAR EMBALSE - COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

El Sistema Primario de Transporte de Calor tiene un equipamiento que permite monitorearlo en forma continua para detectar la existencia de productos de fisión, que indicarían la existencia de una falla del combustible.

Existen diversos criterios, cuyos resultados son bastantes concordantes. Los más comunmente utilizados son:

- a) Relación I^{131} / I^{133} .
- b) Concentración total de I^{131} .
- c) Relación Xe^{133} / Kr^{88} .
- d) Valores superiores a las concentraciones normales de 4 productos de fisión como son: I^{131} , Xe^{135} , Xe^{133} y Kr^{88} .

En la aplicación de éstos criterios se debe tener en cuenta las variaciones de potencia del reactor, por producirse oscilaciones y desequilibrios que conducen a errores de criterio y a falsas alarmas.

Debido a la utilización permanente de los sistemas de limpieza, se considera que la utilización de Iodo como factor de detección de falla puede no ser siempre de extrema sensibilidad. En las mediciones realizadas es posible comparar algunos procedimientos entre si, llegándose a la conclusión de que el de mayor sensibilidad es el que relaciona el Xe^{133} / Kr^{88} .

Las mediciones fueron realizadas en el Laboratorio Radioquímico de la CNE, extrayéndose la muestra de los circuitos con sistemas hipodérmicos y realizando la medición en el Laboratorio.

DETECCION DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES FALLADOS EN EL REACTOR
RA-6 POR MONITOREO CONTINUO EN AIRE Y AGUA

M. Santini y J. Lolich

Seccion RA-6-División Ingeniería Nuclear
CENTRO ATOMICO BARILOCHE e INSTITUTO BALSEIRO
UNIVERSIDAD NACIONAL DE CUYO

El Reactor RA-6 utiliza combustibles del tipo MTR irradiados en el RA-3, con varios años de anterioridad, para la producción de radioisótopos. Por esto, la confiabilidad de las 2 primeras barreras para contención de los productos de fisión (la matriz de UAl_4 y la vaina de Al) se ha reducido respecto a la de los EC recién fabricados.

El presente trabajo describe las mediciones que se realizaron para determinar la mejor forma de monitoreo continuo para detectar rápidamente aumentos bruscos de las concentraciones de los productos de fisión debido a pinchaduras o fallas en E.C.

De acuerdo al material disponible y debiéndose medir en una amplia faja del espectro energético se llegó a la conclusión de que el monitoreo en aire de boca de tanque resulta ser los más apropiado, descartándose el monitoreo sobre el circuito primario por alto fondo con el Reactor a potencia.

DETERMINACION DE LAS DIFERENCIAS DE PRESION SOBRE ESTRUCTURAS DE
HORMIGON DE LA CNA II ORIGINADAS POR POSIBLES ROTURAS EN EL SISTEMA
SECUNDARIO

A.M. Gonzalez
Depto. TN2-ENACE

El análisis estructural de los recintos de hormigón ubicados dentro de la esfera de contención del reactor o vinculados a la misma (edificio de cámara de válvulas UJE) requiere la resolución de las solicitaciones producidas por las diferencias de presión que aparecen sobre esas estructuras en caso de roturas con pérdida de refrigerante.

El modelo simula un circuito en el cual los nodos son los diferentes recintos del edificio en estudio, vinculados entre sí por ramas que representan los caminos de circulación recorridos por la mezcla resultante.

Se calculan los flujos másicos de mezcla, de condensado, de energía entre nodos y la excursión de presiones y temperaturas en los mismos.

En este documento se presenta la aplicación del código DDIFF2 al cálculo de la evolución de presiones en el edificio de cámara de válvulas (UJE) de la CNA II considerando 5 recintos conectados que representan a : 2 cámaras de válvulas de vapor vivo, una cámara de válvulas de agua de alimentación, un recinto de montaje, y el último simula el medio ambiente.

TECNICA DE IDENTIFICACION APLICADA A UN SISTEMA DE LA CNE

Marfa Cristina Parpaglione- Cristina Strizzolo
Gerencia de Ingeniería- Dirección de Centrales Nucleares
Comisión Nacional de Energía Atómica

En este trabajo se aplica un método de identificación rápido del modelo matemático correspondiente a la relación dinámica entre la válvula de control y la temperatura del magazine de la máquina de recambio de elementos combustibles de la C.N.E.

El método está basado en el uso de la matriz pseudoinversa para resolver el sistema de ecuaciones que resulta de formular el problema como uno de minimización del error cuadrático medio entre las mediciones efectuadas sobre el sistema y la señal que predice el modelo.

Se emplea un algoritmo recursivo para calcular el error residual y usarlo en el criterio para la determinación del orden del modelo ya que dicho orden no se conoce a priori.

Como el método aquí presentado ha sido desarrollado para sistemas de tiempo discreto, se efectúa una conversión final para hallar el sistema continuo equivalente al sistema discreto identificado.

El controlador instalado en la planta es de tiempo continuo y actualmente su puesta a punto ofrece ciertas dificultades. El modelo matemático derivado de este trabajo permitirá simular al sistema físico y su controlador, y así estudiar la razón y posible soluciones a los problemas mencionado.

ANÁLISE DINÂMICA DE SISTEMAS

E. Selvatici, E. Carvalho, V.L.B. Barreto,

Nuclebrás Engenharia S/A - NUCLEN

A análise dinâmica dos sistemas de segurança e operacionais de uma Usina Nuclear é de fundamental importância no projeto de componentes mecânicos no que diz respeito ao dimensionamento e análise de tensões. Os respectivos métodos de trabalho usados pela NUCLEN no projeto Angra 2 e 3 são descritos.

O comportamento dinâmico desses sistemas é analisado para diferentes casos operacionais tanto para a operação em regime estacionário, como para transientes ou perturbações como, por exemplo, ondas de pressão resultantes da ocorrência de rupturas postuladas.

A obtenção das curvas de variação de pressão, temperatura e vazão para os diversos transientes é feita através de programas de computador que utilizam modelos termo-hidráulicos aplicáveis a cada situação.

Esses resultados constituem as informações básicas para o cálculo dinâmico dos componentes que deve então assegurar, através da análise de tensões, que a estabilidade das estruturas envolvidas mantenha-se em níveis compatíveis com os critérios de segurança adotados para o projeto, quaisquer que sejam os carregamentos impostos.

COMPORTAMIENTO DINAMICO DE PLACAS RECTANGULARES CON DIVERSAS
CONDICIONES DE APOYO Y CON UN CORTE RECTANGULAR EN EL BORDE

Por

Patricio A.A.Laura*, Julio C. Utjés**, Pablo A. Laura***,
Víctor H. Cortínez*** y Víctor H. Palluzzi*

* Instituto de Mecánica Aplicada (SENIID-CONICET)
8111 Base Naval - Puerto Belgrano

** ENACE S.A. - Avda. L.N. Alem 712 -(1001) Buenos Aires

*** Estudiante Ingeniería Civil - Universidad Nacional del
Sur - 8000 Bahía Blanca

El problema de placas o losas de geometrías diversas y en las cuales se han practicado orificios que permiten el paso de tuberías, cables, etc., es una situación común en prácticamente todos los campos de la ingeniería y, en particular, dentro de la tecnología nuclear. Ya sea desde el punto de vista de la operabilidad del sistema placa-motores o maquinarias vinculadas a la losa o placa, es de fundamental interés conocer las frecuencias naturales del sistema. También la cuestión es de interés práctico en el análisis sísmico de subsistemas de una central nuclear.

Se presentan en este trabajo resultados obtenidos para los elementos estructurales definidos en el título, mediante métodos variacionales que son comparados con valores obtenidos mediante el método de elementos finitos así como también resultados experimentales determinados en el Instituto de Mecánica Aplicada.

Se demuestra que aproximaciones polinómicas muy sencillas permiten obtener resultados lo suficientemente precisos desde el punto de vista de la verificación dinámico-estructural de los subsistemas bajo estudio. Es interesante destacar el hecho de que el problema en cuestión no ha sido tratado previamente en la literatura técnico-científica.

FABRICAÇÃO DE COMPONENTES PESADOS NUCLEARES NA NUCLEP

G. F. Wacker

Nuclebrás Equipamentos Pesados S/A - NUCLEP

O autor descreve as atividades relativas à fabricação de componentes pesados nucleares em 1982, obedecendo aos conceitos de garantia de qualidade, tomando como exemplo a construção da parte inferior do vaso de pres-são de ATUCHA II (considerado o maior vaso já fabricado no mundo), na fábrica de equipamentos pesados NUCLEP - Nuclebrás Equipamentos Pesados S/A - Brasil.

As atividades são descritas em cinco grupos principais, a saber:

1. Pré-planejamento, compreendendo sequência de fabricação, cronogramas e testes destrutivos e não destrutivos necessários.
2. Qualificações necessárias.
3. Aquisição, transporte e controle de recebimento da matéria-prima.
4. Fabricação propriamente dita.
5. Testes destrutivos e não destrutivos realizados: definição, execução e resultados.

No 1º grupo são abordados os problemas referentes à definição de desenhos e especificações, a partir dos quais foi estabelecida sequência de fa-bricação e testes, um cronograma, e onde será apresentado uma tabela de dimensões e pesos de componentes individuais.

No 2º grupo são abordados aspectos quanto à definição e concordância do cliente no que se refere à qualificação, tanto da fábrica em si (por ser na época uma fábrica nova, recém inaugurada e em início de fabricação), quanto aos processos específicos de produção, como soldagem e tratamento térmico, e a definição de tipo e quantidades de amostras de solda de produção.

No 3º grupo são mostrados aspectos relativos a transporte dos componentes individuais, análise dos meios de desembarque e vias de acesso, controle de recebimento relativo à documentação e identificação dos respectivos componentes, inclusive amostras. São apresentados também aspectos referentes à escolha e cálculo dos materiais de solda necessários para procedimentos de soldagem, amostras e o componente em si, bem como transporte, embalagem e estocagem dos materiais de solda.

No 4º grupo são apresentados os aspectos relativos à definição de sequência de fabricação, o manuseio dos componentes dentro da fábrica, o estudo e projeto dos dispositivos necessários, montagem dos componentes, soldas circunferenciais, solda de suportes austeníticos, solda de suportes ferríticos, solda de revestimento, tratamentos térmicos bem como a indicação em cada etapa dos recursos de mão-de-obra, equipamentos, materiais de consumo e de solda e tempos aplicados.

Finalmente, no 5º grupo, são abordados aspectos sobre testes necessários, a participação de diversas organizações inspetoras, tempos de execução, protocolos, documentação e resultados obtidos.

TESTES DE COMPONENTES DE PRODUTOS INDUSTRIAIS VISANDO SUA UTILIZAÇÃO EM INSTALAÇÕES NUCLEARES

I. P. V. Paiva, F. A. Esteves, J. A. L. Horta, R. B. Pinheiro.

Empresas Nucleares Brasileiras S/A - NUCLEBRÁS

Abordam-se as razões que induziram a NUCLEBRÁS a implantar, no seu Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear, um laboratório de suporte aos fabricantes nacionais, facultando-lhes os meios de realização de testes de desempenho de produtos industriais, com vistas à melhoria de sua qualidade e sua utilização em instalações (p.ex. centrais) nucleares. Em alguns destes testes são simuladas condições normais, sob as quais deverão operar os componentes sendo ensaiados; em outro, são simuladas condições mais severas, com as que se prevêem possam ocorrer em acidentes postulados. Descrevem-se sucintamente as instalações em implantação e resultados de testes já realizados (caixas de junção, atuadores de válvulas).

DESARROLLO DE EMPAQUETADURAS DE ALTA PRESION PARA LA MAQUINA
DE RECAMBIO DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES DE LA C.N.A. I.

R. Cosentino; C.N.E.A., Central Nuclear Atucha I

H.R. Corti; C.N.E.A., Dpto. Química de Reactores

El objetivo de este trabajo fue el de desarrollar empaquetaduras para los accionamientos de la máquina de recambio, en particular las correspondientes al accionamiento de husillo, con vistas a lograr empaquetaduras de mayor durabilidad que las originales de fabricación alemana.

La composición química de las empaquetaduras originales es la siguiente: 50% de teflón, 40% de molibdenita (MoS_2) y 10% de cera polietilénica. En los sellos producidos en CNEA, se reemplazó este último componente por un poliglicol de alto peso molecular, reduciendo su proporción en la mezcla al 5%.

Fue posible obtener una mezcla homogénea dispersando los componentes en un solvente volátil que es luego evaporado antes del moldeo del material. Se obtuvieron así empaquetaduras con características similares a las originales (densidad: $2,3 \text{ gcm}^{-3}$, dureza rockwell 80). Los ensayos de abrasión mostraron un comportamiento similar entre ambas empaquetaduras.

Con la primer entrega de empaquetaduras de fabricación nacional se realizaron experiencias sobre un accionamiento en seco, con resultados satisfactorios. Esto nos decide a pasar a realizar experiencias directamente sobre la máquina de carga. Para ello se conviene en montar estas nuevas empaquetaduras sobre la máquina de reserva, la que ingresaría prontamente en servicio.

DETECCION Y CUANTIFICACION DE ENTRADAS DE AIRE EN EL CIRCUITO
PRIMARIO DE C.N.A. I.

N.H. Piaquadío*, O Agatiello**

* Departamento Química de Reactores-CNEA

** Central Nuclear Atucha I-CNEA

La entrada accidental de aire y por consiguiente O_2 atenta contra las premisas básicas aceptadas para el circuito primario de un reactor de potencia.

La detección y cuantificación de esta probable infuga es importante para un correcto mantenimiento de la planta.

En este trabajo proponemos un método sencillo para su determinación basado en la medición de ^{41}Ar en el sistema refrigerante principal, cuya única vía de generación es la activación del isótopo no radioactivo que constituye el 0.934% del volumen del aire.

Mediante un modelado sencillo del refrigerante y moderador de la CNA I y considerando distintos esquemas operacionales se trazaron las correspondientes curvas de (^{41}Ar) en función del tiempo.

Esquemas Operacionales

Esquema	Degasificador	(Ar) y (^{41}Ar) iniciales	Entrada de aire
1	en operación	nulas	constante
2	en operación	medias normales	constante
3	en operación	nulas	pulso
4	en operación	medias normales	pulso
5	cerrado	nulas	constante
6	cerrado	medias normales	constante
7	cerrado	nulas	pulso
8	cerrado	medias normales	pulso

En todos los casos la magnitud de la entrada de argón se estableció como un parámetro.

Estas curvas pueden ser comparadas con las obtenidas en planta para el modo operacional considerado y concluir acerca de una eventual infuga.

MEDIDAS ACTIVAS PARA EVITAR LA FORMACION DE MEZCLAS EXPLOSI-
VAS DE H_2 EN AIRE EN EL INTERIOR DE LA ESFERA DE CONTENCIÓN
DE CNA II

Ivo Querzoli - Carlos Chavarri

ENACE Sociedad Anónima

En el caso hipotético de un accidente con pérdida de refrigerante (LOCA), se forma H_2 por diversos mecanismos (reacción Zr-agua, radiólisis, etc.). El H_2 producido se libera hacia la atmósfera de la esfera de contención, desde el punto de pérdida de refrigerante y desde la superficie del sumidero.

Consecuentemente, es necesario prever medidas activas puesto que para concentraciones de H_2 en aire mayores que 4% en volumen se forma una mezcla combustible generándose un riesgo potencial de explosión.

Para el monitoreo de la concentración de H_2 se introdujo un nuevo concepto de ingeniería basado en lo más avanzado de la técnica actual de medición: cabezales de medición directa diseñados para soportar la condición de LOCA.

Para evitar que se alcance una concentración de H_2 en aire, superior al 4% en vol. se desarrolló un sistema combinado de mezclado y reducción H_2 . La filosofía básica utilizada para el diseño se fundamentó en eliminar toda operación que implique la extracción de gases radiactivos fuera de la esfera de contención, por lo cual el sistema se emplaza íntegramente dentro de la esfera.

El sistema utiliza como técnica de mezclado la circulación forzada de aire en forma global y su inyección local a alta velocidad; y como técnica de reducción un proceso de recombinación térmica.

EL COMPORTAMIENTO DE LOS PRODUCTOS DE CORROSION COLOIDALES DEL CIRCUITO PRIMARIO DE LA CNA I.

A.A. Klekl^{##}, O. Agatiello^{*}, L.J. Helzel García[#], G.A. Urrutia[#], J.G. Riesgo[#], M.A. Blesa[#], A.J.G. Maroto[#], A.E. Regazzoni[#] y M. Villegas^{**}.

* Central Nuclear en Atucha - CNEA -

Departamento Química de Reactores - CNEA -

** Departamento Prospectiva y Estudios Especiales - CNEA -

Gerencia Obras - CNEA -

Dentro del marco del Programa del OIEA tendiente a coordinar la obtención de información, la comparación y la estandarización de la química del circuito primario de centrales nucleares de potencia, el Departamento Química de Reactores y la C.N. Atucha I han llevado a cabo una serie de estudios referidos a la caracterización morfológica, estructural, química y radioquímica de las partículas de productos de corrosión que circulan en el fluido primario. Estos resultados tienen especial importancia para preveer el crecimiento de los campos de radiación y sirvieron como información de base para el desarrollo de criterios de diseño para la C.N. Atucha II.

Las mediciones realizadas usaron técnicas variadas como filtraciones a través de membranas de policarbonato, pesada de microcantidades de crud, difracción de rayos X, espectroscopía Mossbauer, espectroscopía gamma, etc., y se complementaron con estudios básicos de laboratorio con crud sintético. Este último aspecto resultó esencial para el adecuado desarrollo de técnicas y para la interpretación de resultados.

En la información que se presenta figuran: Composición radioquímica y química, comportamiento de los productos de corrosión coloidales en el sistema de limpieza (TC), reactividad del crud frente a reactivos de disolución e importancia relativa de las partículas y del material soluble en el transporte de ^{60}Co .

ALCALINIZACION Y DOSIFICACION DE DEUTERIO REACTORES DEL TIPO PHWR

Fernando Mario Roumiguere

ENACE Sociedad Anónima

Se realiza una revisión del estado de conocimiento en la materia, proveniente tanto de la literatura existente como de la experiencia operativa y/o ensayos realizados, de diversas fuentes, tendiente a adecuar/optimizar los valores de especificación para las concentraciones de alcalinizante (Li^{70}H) y deuterio disuelto (D_2), en el caso de centrales del tipo PHWR, teniendo en cuenta particularmente las diferentes propiedades físico-químicas del D_2O respecto del H_2O , las concentraciones de boro disuelto necesarias, en relación con reactores PWR, y la existencia de circuitos de moderador, no existentes en estos últimos.

Una optimización del valor especificado de concentración de álcali tiene por objeto asegurar una tasa de pérdida de metal mínima con ocurrencia simultánea de una adecuada cinética de transporte de crud, en el sentido de minimizar la tasa de incremento de actividad de los circuitos nucleares. Se concluye un valor operativo recomendado de 0,2 - 0,3 mgLi^7/Kg , y en cualquier caso $\leq 0,7 \text{ mgLi}^7/\text{Kg}$, para CNA2.

Una optimización de la concentración de D_2 disuelto conduce a valores sensiblemente menores que los empleados en reactores PWR, lo cual es técnica y económicamente deseable. Se concluye que una concentración del orden de 0,2 a 0,6 mgD_2/Kg es recomendable. Si bien no resulta imprescindible para asegurar la supresión de oxígeno disuelto, esta concentración ofrece una buena solución de compromiso para balancear los efectos de corrosión de las superficies de Zircaloy, y el pick-up de deuterio en las mismas.

RADIOLISIS DE SOLUCIONES ACUOSAS DE NITRATO DE GADOLINIO

D. García Rodenas, R. Fernández Prini y S. J. Liberman

Departamento Química de Reactores - CNEA

Se realizaron estudios sobre el comportamiento radiolítico de las soluciones acuosas de nitrato de gadolinio, las cuales son utilizadas como veneno líquido en los moderadores de los reactores tipo CANDU.

En el presente trabajo se determinó la influencia del Gd(III) en la radiólisis de soluciones acuosas de nitrato. Se obtuvieron rendimientos radiolíticos de hidrógeno, peróxido de hidrógeno y de nitrito en presencia y ausencia de aire, utilizando soluciones de nitratos de sodio, calcio y gadolinio en concentraciones entre 10^{-5} y 0,3 M.

Se encontró que el efecto más importante introducido por el Gd(III) se debe a la reacción que produce su especie reducida Gd(II) con el oxígeno, lo que origina un aumento en el rendimiento radiolítico del peróxido de hidrógeno y una disminución en el de nitrito. La producción radiolítica de hidrógeno en presencia de aire no se modifica por efecto del gadolinio.

En vacío se observó por acción del Gd(III) un pequeño aumento en la producción de hidrógeno y de nitrito en concentraciones de nitrato relativamente elevadas. Este comportamiento parece ser una consecuencia de una mayor producción de radicales H por reacción del Gd(II) con el agua. En el caso de la producción de peróxido de hidrógeno no se encontró ninguna diferencia para los tres cationes estudiados.

Los resultados obtenidos indican que en el rango de concentraciones de Gd(III) de interés en un reactor CANDU (de 10^{-4} a 10^{-6} M), los procesos radiolíticos no se ven influenciados por la presencia de este ion. Si la concentración de Gd(III) se mantiene dentro de las especificaciones, un incremento en la concentración de hidrógeno fuera de los límites establecidos deberá adjudicarse a un cambio en las condiciones operacionales y no a la presencia de dicha especie.

OPTIMIZACION DEL SISTEMA DE RECUPERACION DE VAPOR DE D_2O/H_2O EN CNE

L. Alvarez^{*}, R.H. Fiorini[#] y R. Saínz

* Central Nuclear en Embalse-CNEA

Departamento Química de Reactores-CNEA

La recuperación del vapor de D_2O/H_2O proveniente de fugas en las distintas áreas del edificio del reactor se efectúa con columnas de adsorción. El requerimiento principal del sistema es el de mantener condiciones apropiadas de humedad, y por lo tanto de tritio, para determinados regímenes de pérdida y a su vez, recuperar el agua pesada.

Se detalla un balance de masa que permite conocer como evoluciona la humedad en los recintos en función del tiempo y de los caudales de pérdida y recirculación por los secadores.

Debido a que el secado está controlado por procesos difusionales en el gas y en el sólido también se incluye un análisis de la evolución del frente de transferencia de masa.

Además, se mencionan los problemas de diseño detectados durante la puesta en marcha del sistema.

COMPORTAMIENTO DE RESINAS DE INTERCAMBIO IONICO EN EL TRATAMIENTO
DE SOLUCIONES CON MUY BAJA CONCENTRACION DE ACIDO BORICO

Fernando Mario Roumiguere

ENACE Sociedad Anónima

En la Central Nuclear Atucha 2 se hace necesario inyectar boro para mantener subcriticidad durante parada fría, el que debe ser extraído a velocidad controlada en el proceso de arranque. Ello obliga a conocer con precisión la evolución de la concentración de boro en variadas condiciones operativas.

Se presentan datos obtenidos de diversas fuentes, de capacidad de retención de boro por resinas aniónicas fuertes, tipo I, gel, en función de su concentración, temperatura y pH de la solución. Se estudia también la propiedad de re-elución de boro de lechos previamente saturados en baja concentración, y su influencia en la operación.

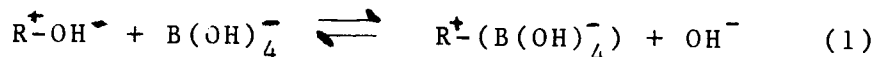
Mediante un modelo de cálculo sencillo, se calcula la capacidad real, efectiva de un lecho de intercambio aniónico, operando en circuito cerrado, y se comparan los resultados con la información operativa y experimental disponible.

EQUILIBRIOS DE INTERCAMBIO BORATO-HIDROXILO EN RESINAS ANIONICAS DE GRADO NUCLEAR

Elsa K. de Blanco y R. Fernández Prini.

Departamento Química de Reactores - CNEA

En los reactores de potencia que utilizan uranio natural y agua pesada, la variación de la concentración de boro en el medio moderador actúa como mecanismo de control de la reactividad o como un método de seguridad. El boro se introduce en forma de borato o de ácido bórico y el control de su concentración y su eventual remoción total se efectúa empleando resinas aniónicas de intercambio de grado nuclear. Debido a que la reactividad en estos reactores depende críticamente del contenido de boro del moderador en concentraciones relativamente bajas, se decidió estudiar en detalle el equilibrio de intercambio iónico,



(R- representa la fase de resina).

En el estudio se utilizaron soluciones de bórax y de ácido bórico entre 5 y 100 ppm y también se varió el pH del medio en forma independiente. Se estudiaron dos resinas comerciales de grado nuclear. Se determinaron las curvas de carga de las resinas en función de la concentración inicial de boro. Hasta un 30-50% de carga (dependiendo de la resina empleada), la constante que caracteriza el equilibrio (I) resultó independiente de la concentración de $(R^+-B(OH)_4^-)$. Se estudiaron los procesos cinéticos de incorporación y elución de boro por la resina. Se trataron de cubrir situaciones experimentales en un ámbito de variables que son de interés para centrales nucleares.

DESCONTAMINACIÓN Y DECAPADO DE LOS PISTONES DE IMPULSION DE BOMBAS TA.

A. Iglesias^{*}, R. Fernández Prini^{*}, E. Garay Nebia[#] y L.J. Helzel García^{*}.

^{*}Departamento Química de Reactores - CNEA -

[#]Central Nuclear en Atucha - CNEA -

El sistema de bombas TA de la CNA I es de gran importancia dentro de los sistemas auxiliares del circuito primario. Las bombas son del tipo reciprocante con desplazamiento positivo y operan mediante pistones de impulsión. Estos pistones son de acero inoxidable DIN 1.4540 recubierto con óxido de cromo. Debido a causas no bien determinadas, los pistones se deterioran sufriendo desprendimiento parcial del recubrimiento, por lo que deben ser periódicamente reemplazados.

Dado que en el período de trabajo de la central, se han cambiado cerca de 30 pistones y teniendo en cuenta su costo, resultó de interés tratar de restituirles la capa superficial de óxido de cromo. Para ello era necesario eliminar previamente el recubrimiento dañado y descontaminar el material en su totalidad pues el tratamiento superficial de recubrimiento debe hacerse fuera de la Central.

Para eliminar el recubrimiento remanente y descontaminar los pistones se implementó un método electroquímico sencillo. El mismo está basado en el método electroquímico de descontaminación ya desarrollado en este laboratorio y consiste brevemente en la disolución anódica de los óxidos que sobre el metal a descontaminar. Este proceso se realiza a un potencial anódico controlado y con una densidad de corriente menor de 50 mAcm^{-2} . El medio electrolítico tiene agentes quelantes que permiten la disolución de los productos de descontaminación lo que minimiza la posibilidad de redeposición de los mismos. Este método se aplica a temperatura ambiente.

Los pistones fueron tratados electroquímicamente durante unos 150 minutos. La superficie del pistón luego del tratamiento resultó satisfactoria para permitir su posterior recubrimiento. Los factores de descontaminación obtenidos fueron muy altos siendo la contaminación superficial residual ($2.10^{-5} \mu\text{Ci/cm}^2$) suficientemente reducida como para permitir la manipulación sin dificultades de los pistones.

CIRCUITO DE RECIRCULACION PARA DESARROLLO DE PROCESOS DE DESCONTAMINACION Y LIMPIEZA QUIMICA.

D.A. Scopetta, E. Baumgartner, M.A. Blesa, M. Fiszner y J.G. Riesgo.

Departamento Química de Reactores-CNEA

Para desarrollar procesos de descontaminación y limpieza química, una vez completado el desarrollo básico en el laboratorio, es imprescindible contar con facilidades que permitan la optimización de las variables de los procesos. Con este fin se ha construido un circuito de recirculación de reactivos (DQR-CRII) que se suma al circuito multipropósito diseñado en la CNA I y que fuera descrito en una Reunión Científica anterior. El objeto del presente trabajo es describir el nuevo circuito, analizando los criterios de diseño y sus posibilidades para usuarios potenciales.

Los criterios de diseño fueron:

- 1.- Operación en las condiciones típicas de procesos de descontaminación y limpieza química suaves con regeneración continua de reactivos hasta temperaturas de 125°C.
- 2.- Operación bajo condiciones de procedimientos más energéticos.
- 3.- Realización de pruebas de calificación de procedimientos tanto por medición directa de factores de descontaminación como por medición de agresividad a través de los criterios establecidos en el Departamento Química de Reactores.
- 4.- Realización de los estudios tendientes a caracterizar cuali y cuantitativamente el fenómeno de redeposición de partículas de "crud" durante una descontaminación o una limpieza química.
- 5.- Realización de estudios relacionados con el comportamiento de resinas de intercambio iónico, tanto desde el punto de vista de su capacidad de retención como de su degradación en condiciones típicas de descontaminación.

El circuito construido presenta tres tramos de prueba, que permiten el estudio simultáneo de un número relativamente grande de probetas; tiene un circuito auxiliar de regeneración de reactivos por resinas de intercambio iónico, refrigerado adecuadamente. La instrumentación permite el monitoreo de temperatura, pH y conductividad en ambos circuitos, principal y auxiliar.

MEDICION DE LA POTENCIA TERMICA DEL REACTOR DE LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE DURANTE LA PUESTA EN MARCHA

Héctor H. FERRAZA

CENTRAL NUCLEAR EN EMBALSE - COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

La energía térmica generada por el reactor de la Central Nuclear Embalse es disipada en gran parte por el Sistema Principal de Transporte de Calor y el resto por los Sistemas Auxiliares.

Se presenta el método utilizado durante la etapa de puesta en marcha para medir la potencia térmica del reactor y determinar el coeficiente de reparto entre los distintos sistemas como así también los resultados obtenidos.

En base a estos valores se calcula la carga térmica de cada sistema en función de la potencia térmica del reactor.

Se presentan brevemente las dificultades encontradas durante la puesta en marcha.

UTILIZACION DE DIFERENTES CORRELACIONES DE FLUJO
CALORICO CRITICO EN EL CALCULO DE POTENCIAS DE DRY-OUT
Y POTENCIAS CRITICAS DE LA CENTRAL NUCLEAR DE EMBALSE.

A. García - D. Parkansky - Dto. de Procesos. CNEA

Se define Potencia Crítica de Canal como la Potencia del canal a la cual se alcanza la fusión en el centro del UO₂ y Potencia de Dry-Out como la Potencia requerida para alcanzar el secado circunferencial sobre la vaina combustible.

El fundamento del presente trabajo es calcular dichas Potencias, Crítica y de Dry-Out, para las diferentes Correlaciones de Flujo Calórico Crítico desarrolladas en los Laboratorios de Chalk River, Canadá; aplicadas a Canales Horizontales y Centrales tipo Candú.

Los Cálculos se realizaron para tres canales de la Central Nuclear de Embalse, correspondientes a la zona de Máximas Potencias Nominales y con distribuciones axiales de flujo, diferentes para cada canal.

El Código utilizado fue el COBRA IV-'i', que si bien es un Código que opera por subcanales, se adaptó la entrada de datos de modo tal que los parámetros termohidráulicos involucrados en el cálculo de los Flujos Calóricos Críticos correspondan a la condición promedio, para cada cota axial considerada.

Se calcularon además las Temperaturas de Vaina para la condición de Post Dry-Out. Dichos cálculos se realizaron a mano alzada, debido a que el Código COBRA IV no presenta una Correlación adecuada para dicho cómputo.

Los resultados obtenidos muestran un buen acuerdo con los datos disponibles en la bibliografía.

CORROSION DEL PLOMO EN MEDIOS ACUOSOS

S. Wexler*, R. Cassibba**

* Gerencia Desarrollo - CNEA

** Gerencia Protección Radiológica y Seguridad - CNEA

El plomo es considerado actualmente como uno de los posibles materiales de construcción de contenedores de residuos radiactivos en el sistema de repositorio subterráneo.

Dada la escasa información existente sobre mecanismos y cinética de corrosión de este metal en medios acuosos, en condiciones similares a las del repositorio, se iniciaron estudios tendientes a evaluar la influencia de diversos parámetros sobre el comportamiento frente a la corrosión del plomo en dichos medios.

En esta segunda etapa se consideraron principalmente los efectos de la concentración de sales, la temperatura y la aereación en: a) el comportamiento anódico y catódico del plomo, por trazado de curvas de polarización, b) la velocidad de corrosión, por medidas de pérdida de peso (ensayo 60 días), c) la variación del potencial, a circuito abierto, con el tiempo de ensayo (60 días).

Se utilizó plomo de alta pureza (99,999%) y se ensayaron soluciones de diversas concentraciones de cloruro, nitrato y un agua subterránea natural. La temperatura de trabajo se varió entre 20°C y 80°C y la deaereación, cuando fue necesario, se realizó por burbujeo de argón.

Las probetas, finalizados los diversos ensayos, fueron observados al microscopio electrónico de barrido para identificar el tipo de ataque corrosivo.

Los resultados mostraron una marcada influencia de la temperatura, tipo de sales y concentración de las mismos sobre la corrosión del plomo en estos medios acuosos. No se encontró influencia importante de la aereación.

ESTUDIO DE COMPATIBILIDAD GALVANICA EN REACTORES EXPERIMENTALES.

A. Iglesias*, I. Raspini**, Ma.C. Geldstein**

* CNEA - Dto. Química de Reactores

**CNEA - Dto. Combustibles Nucleares

Respondiendo a la necesidad de evaluar el comportamiento de los materiales de construcción que se hallan presentes en la pileta de nuestros reactores experimentales, se efectuó el estudio de posibles pares galvánicos entre aleaciones de Al:6061 y 99.5; 6061 alodinizada y 6061; 6061 alodinizada y 99.5.

Las mediciones realizadas revelaron que, si bien los materiales mencionados son similares entre sí, los valores hallados de potencial a circuito abierto, y de las corrientes generadas al constituirse los pares, permiten establecer el siguiente comportamiento: la aleación 99.5 actúa como ánodo frente a la 6061, con y sin recubrimiento, mientras que la 6061 con recubrimiento Alodine presenta un comportamiento catódico frente a la 6061 sin dicho recubrimiento.

Los ensayos se realizaron en agua desmineralizada y en soluciones de cloruros que simulan situaciones de contaminación del refrigerante.

La microscopía electrónica de barrido mostró la formación de óxidos de diversa morfología sobre los materiales ensayados, señalando que la 6061 con recubrimiento Alodine sería la menos afectada.

SELECCION Y ESTUDIOS DE MATERIALES RESISTENTES A LA CORROSION EN MEDIOS NITRICOS Y FLUORIDRICOS

E. Bof*, G. Gil* y H. Alzabet

Departamento de Ingeniería de Plantas Químicas, Gerencia de Procesos Químicos, Dirección de Investigación y Desarrollo, Comisión Nacional de Energía Atómica.

El trabajo fue desarrollado ante la necesidad de dar respuesta a la selección de materiales para la construcción de un equipo disolvedor y sus cañerías asociadas, que forman parte de la instalación de la planta de Reprocesamiento, actualmente en construcción en el Centro Atómico EZEIZA. Dicho equipo cumple la función de disolución de elementos combustibles irradiados tipo MTR y ATUCHA, donde las partículas de zircaloy provenientes de estos últimos no pueden ser disueltas íntegramente. Este efecto podría producir la obstrucción de cañerías directamente asociadas con el equipo en cuestión, y por ende es necesario prever operaciones de desobstrucción, independientemente de la operación normal, efectuando ataques de disolución sin afectar los materiales de contenimiento.

Los estudios se orientaron a seleccionar: a) El método para remover la obstrucción. Se trabajó sobre la base de que las aleaciones ricas en zirconio, como el zircaloy, sólo se pueden disolver en presencia de fluoruros. b) El material de construcción del equipo. Debíó tenerse en cuenta: - Condiciones normales de operación (medios nítricos concentrados a alta temperatura) y corrosión ante la presencia de fluoruros mencionados en el punto a.

Ante estas circunstancias, los ensayos fueron dirigidos a conciliar los efectos que produce el ataque de desobstrucción en presencia de fluoruros, evaluándose las siguientes variables:

1. Velocidad de disolución del zircaloy.
2. Velocidad de corrosión del material de contenimiento.

Los parámetros ajustados fueron:

1. Temperatura
2. Acidez de la solución
3. Concentración de fluoruros

Con lo que se llegó a seleccionar la composición y temperatura óptimas de la solución a utilizar.

En cuanto al tiempo que demandaría la operación, el mismo se estimó utilizando un prototipo a escala.

De los ensayos expuestos también se obtuvieron datos que permiten calcular sobreespesores por corrosión, como así también condiciones de soldadura.

(*) Contr. TECHINT, Depto. de Ingeniería de Plantas Químicas

ESTUDIOS DE LA CORROSION EN UN EVAPORADOR DE ACERO INOXIDABLE AISI 304L QUE TRABAJA CON SOLUCIONES SULFURICAS

H. Alzabet, G. Gil* y E. Bof*

Departamento de Ingeniería de Plantas Químicas, Gerencia de Procesos Químicos, Dirección de Investigación y Desarrollo, Comisión Nacional de Energía Atómica.

El trabajo se basa en los estudios que debieron realizarse para decidir respecto a la posibilidad de utilización del acero inoxidable AISI 304L, para la construcción de un equipo evaporador que forma parte de la instalación del Proyecto L.P.R.

La función de dicho equipo es concentrar soluciones de sulfamato ferroso en medio nítrico, lo cual significa trabajar en condiciones agresivas para el material.

- Se estudió la estabilidad del sulfamato ferroso en medio nítrico a temperatura de ebullición, determinando las concentraciones de ión Fe^{+2} y SO_3NH_2 a tiempos sucesivos. Se concluyó que en poco mas de una hora las especies predominantes eran los iones Fe^{+3} SO_4^{2-} , por lo que se realizaron los ensayos consecutivos con estos iones.

- Se determinó la tasa de corrosión del acero inoxidable AISI 304L a las concentraciones inicial y final del proceso de evaporación. De estos ensayos se pudo concluir que la solución de concentración final era muy corrosiva en tanto que para la solución de concentración inicial los niveles de corrosión eran bajos.

- Se simuló la operación del evaporador con un prototipo que respetaba las condiciones de operación del equipo real, con el objeto de decidir en forma fehaciente si el acero inoxidable AISI 304L se podía utilizar como material para la construcción del evaporador.

El equipo utilizado en la experiencia fue un aparato de destilación de laboratorio, provisto con un sistema de reciclo automático, para repetir en forma autónoma varios ciclos de evaporación.

Las tasas de corrosión obtenidas fueron aceptables lo que habilita el uso del acero inoxidable AISI 304L para la construcción del equipo.

(*) Contr. TECHINT, Depto. de Ingeniería de Plantas Químicas

MECANISMOS DE CORROSION BAJO TENSION DE METALES Y ALEACIONES

J.R.Galvele, M.G.Alvarez, R.Carranza, M.Giordano, I.A.Maier y C.Manfredi.

Departamento Materiales - CNEA -

La corrosión bajo tensión es una frecuente causa de fallas en la tecnología moderna, de la cual no está excluída la tecnología nuclear. De las diversas formas de fragilización, la que afecta a metales dúctiles es la que más interesa en centrales nucleoelectricas y convencionales. El Departamento Materiales, en los últimos 20 años ha estado estudiando el mecanismo de esta forma de corrosión en diversos materiales y medios corrosivos. En el presente trabajo se resumen los resultados recientemente obtenidos en latones y aceros inoxidables. Los estudios involucran medidas de velocidad de repasivación, velocidad de propagación de fisuras, morfología de fracturas y comportamiento electroquímico.

Los resultados obtenidos plantean una profunda revisión de los mecanismos de corrosión bajo tensión actualmente aceptados. Se demuestra que conceptos tales como repasivación lenta o corrosión en bandas de deslizamiento no tienen la significación que se les atribuye en la literatura corriente.

INFLUENCIA DEL IODURO DE METILO EN LA SCC DE ALEACIONES DE ZR POR IODO

R. Haddad* y B. Cox**

* Div. Corrosión - Depto. Materiales - CNEA

** Materials Science Branch - AECL

Investigaciones sobre la iniciación de fisuras por SCC por Iodo en vainas de Zry llevaron a la conclusión de que la fragilización aumenta considerablemente por la adición a la atmósfera corrosiva de productos volátiles orgánicos provenientes de la reacción del Iodo con elementos pertenecientes al dispositivo experimental. Se supone que entre esas sustancias puede encontrarse el monoiódometano (ICH_3). Se sabe que en la forma de este compuesto se libera una fracción considerable del ^{131}I producido por la fisión nuclear. Las investigaciones realizadas demuestran que si bien el ICH_3 no es por sí sólo promotor de SCC en vainas de Zry, su agregado constituye un potenciador sustancial de la acción del Iodo. Las superficies de fractura obtenidas en este medio presentan características particulares -ya observadas en atmósferas de vapores de Iodo contaminadas con sustancias orgánicas- cuyos orígenes no han sido aún establecidos; una posibilidad para explicarlas es que en el medio estudiado las fisuras propaguen en un rango de planos cristalográficos más amplio que lo usual. También es posible que -debido a la mayor agresividad del medio- la propagación en un grano individual se produzca en una multiplicidad de sitios; finalmente, es posible que en este medio ocurra deslizamiento en planos piramidales -como ha sido comprobado en SCC de aleaciones de Ti- en lugar de prismáticos. No se pudo aún detectar este tipo de fractografía en elementos combustibles fallados.

INFLUENCIA DE LA MICROESTRUCTURA Y DE LOS TRATAMIENTOS TÉRMICOS EN LAS PROPIEDADES MECÁNICAS, EN LA SUSCEPTIBILIDAD A LA CORROSIÓN BAJO TENSIONES Y EN LA RESISTENCIA A LA CORROSIÓN ACUOSA DE TUBOS DE Zr-4.

R. Amoruso, R. Bordoni, J. Falcone, M. Geldstein, M. Markiewicz, A. Molinari*, J. Spino.- CNEA, Dto. Combustibles Nucleares.

* Facultad de Ciencias Exactas y Naturales

El comportamiento de las vainas de Zr-4 en servicio depende de las condiciones metalúrgicas de las mismas (grado de recristalización, textura, tamaño de grano, distribución de partículas de segunda fase, etc), las cuales determinan las propiedades mecánicas, resistencia a la corrosión y susceptibilidad a la corrosión bajo tensiones.

Con el objeto de determinar las condiciones metalúrgicas de las vainas que optimicen el conjunto de las propiedades anteriormente mencionadas y en particular aquellas que juegan el rol más importante a fin de asegurar un correcto comportamiento de barras combustibles diseñadas para alcanzar altos quemados y altas potencias específicas, se ha iniciado un conjunto de experiencias que incluye determinar la influencia de la microestructura y el grado de recristalización en las propiedades mecánicas, resistencia a la corrosión y susceptibilidad a la corrosión bajo tensiones.

En el presente trabajo se estudia la influencia en la ductilidad, en la tensión de fluencia, en la resistencia mecánica, en la tensión de rotura, en el coeficiente de endurecimiento y en el coeficiente de resistencia, tanto para ensayos uniaxiales como biaxiales, de la temperatura de recocido.

Se describe también la influencia de estos tratamientos en el comportamiento a la corrosión bajo tensiones indicando la dependencia de la tensión umbral y la velocidad de deformación crítica con los mismos.

Finalmente se comparan estos resultados y la cinética de corrosión acuosa, con los obtenidos para un material sometido a un tratamiento térmico en la fase β .

FALLAS DE FOLIOS QD DE VALVULAS DE SEGURIDAD

A. Iglesias*, R. Fernández Prini* y R. Cosentino#.

* Departamento Química de Reactores - CNEA -

Central Nuclear en Atucha - CNEA -

En reiteradas oportunidades fue necesario cambiar los folios de plata, utilizados como elemento de cierre de las válvulas de seguridad del presurizador de CNA I. En muchos de ellos se observó un grado de deterioro tal que se produjeron pérdidas de vapor de refrigerante a través de la válvula. En otras oportunidades los folios se han cambiado en forma preventiva observándose sin embargo un ataque similar al anterior, pero sin llegar a la rotura del folio.

En experiencias realizadas en el laboratorio, simulando las condiciones de alta temperatura y presión a que son sometidos los folios, se pudo establecer un mecanismo de corrosión a través de la formación del par galvánico acero inoxidable - plata que explica el comportamiento observado en la planta. La temperatura, el contenido de electrolitos y de oxígeno del medio resultaron los factores mas importantes a tener en cuenta para minimizar el deterioro de los folios. Se encontró un buen acuerdo con la información de la literatura sobre plata y el acero inoxidable.

EFFECTO DEL HIDROGENO EN UN ACERO DE BAJO CARBONO.

G.F. Merlone - J. Ovejero García

Comisión Nacional de Energía Atómica

La fragilización por el hidrógeno (F.P.H.) de los materiales, es uno de los principales problemas en las plantas de agua pesada.

En el presente trabajo se estudió el efecto del hidrógeno en un acero de bajo contenido de carbono (AISI 1005) a partir de ensayos mecánicos de tracción uniaxial.

El hidrógeno, introducido por carga catódica, produjo un aumento de la tensión de Luders y de la resistencia a la tracción y al mismo tiempo una disminución de la ductilidad. Por otra parte, la rotura por deslizamiento que presente la superficie de fractura es otra muestra del efecto fragilizante del hidrógeno.

Estos resultados no hacen mas que confirmar la existencia de interacción hidrógeno-dislocaciones.

OBSERVACION POR MICROSCOPIA ELECTRONICA DE TRANSMISION DEL DAÑO PRODUCIDO POR HIDROGENO EN UN ACERO 304L.

A. Murut*, C. Andreone**, R. Versaci**

* CIC

** Departamento Materiales, CNEA

Se estudiaron los efectos inducidos por el hidrógeno en la estructura de un acero inoxidable austenítico 304L. El hidrógeno es introducido mediante carga catódica en probetas recocidas o en estado de laminación previa. Las cargas se efectuaron en láminas adelgazadas a espesores de 0.1mm o en láminas ya preparadas para la observación por microscopía electrónica de transmisión.

Las cargas catódicas se realizan en soluciones de ácido sulfúrico de concentración 1 normal a temperatura ambiente e hidróxido de sodio 1 normal a temperatura de ebullición. En ambos casos se utiliza como promotor Na As O_2 .

A partir de la observación de láminas de muestras recocidas y deformadas se aprecia la influencia del hidrógeno en las transformaciones de fases martensíticas.

PRODUCTOS DE CORROSION EN CENTRALES NUCLEARES. ESTUDIOS FUNDAMENTALES Y CONSECUENCIAS PRACTICAS.

G.A. Urrutia, N.H. Piacquadío, D. Scopetta, A.E. Regazzoni, E. Borghi, R. Larotonda, I.A. Funai, M.A. Blesa, A.J.G. Maroto, E. Baumgartner, V.I. Bruyere y M. del V. Hidalgo.

Departamento Química de Reactores - CNEA -

La operación de centrales nucleares requiere un control sumamente estricto de las condiciones químicas, tanto en el circuito primario como en el secundario. Dicho control apunta esencialmente a controlar la generación y el transporte de productos de corrosión coloidales. Estos productos de corrosión son responsables de inconvenientes tales como la existencia de campos de radiación permanente en el circuito primario, el ensuciamiento de las superficies de intercambio de calor, diversos tipos de corrosión especialmente dañina para generadores de vapor etc.

El Departamento Química de Reactores ha trabajado por varios años sistemáticamente en la caracterización de las propiedades de los productos de corrosión naturales, recurriendo para ello a productos sintéticos adecuados; estos trabajos han sido comunicados en reuniones anteriores. En este trabajo se presenta un resumen de los estudios realizados y se discute las consecuencias prácticas de dichos estudios, a saber: desarrollo de procedimientos propios de descontaminación química; desarrollo de procedimientos propios de limpieza química de generadores de vapor; desarrollo de un modelo de crecimiento de los campos de radiación en centrales tipo Atucha (empleado como criterio de diseño para Atucha II); evaluación de criterios de diseño del circuito secundario; evaluación de la eficiencia de los sistemas de limpieza de circuitos primarios; evaluación de procedimientos de acondicionamiento térmico (hot conditioning) de circuitos primarios.

ESTUDIOS DE CORROSION LOCALIZADA EN ACEROS INOXIDABLES UTILIZADOS EN INTERCAMBIADORES DE CALOR DE LA CENTRAL NUCLEAR DE EMBALSE.

E.N. Rodríguez*, C.J. Semino** y A.D. Keitelman**

* Depto. Seguridad Nuclear y Licenciamiento - Dir. de Centrales Nucleares - CNEA.

**Depto. Materiales - Gcia. de Desarrollo - CNEA

El acero inoxidable dual austeno ferrítico Sandvick 3RE 60 es empleado en los tubos de intercambiadores de calor del circuito del moderador, del sistema de purificación del moderador y del sistema de control zonal líquido de la Central Nuclear de Embalse.

En los dos primeros casos por el lado de la carcasa de los intercambiadores circula agua del embalse, mientras que por el interior de los tubos circula agua pesada, en el tercer caso por la carcasa circula agua desmineralizada y por los tubos agua del embalse. Si bien la concentración de iones agresivos (cloruro, sulfato, etc) del agua del embalse no es elevada, presenta incrementos estacionales importantes. Por otra parte la existencia en la carcasa de separadores, placas soportes, etc., genera rendijas o crevices donde la circulación del electrolito es restringida, pudiendo alcanzarse allí los niveles críticos para el picado y el ataque en rendijas (crevice corrosion). Asimismo la apreciable concentración de carbonatos del agua del embalse y las temperaturas de trabajo, que pueden alcanzar los 55°C incrementan la posibilidad de formación de depósitos que actúan como rendijas.

Se realizaron curvas de polarización de este acero utilizando la técnica de raspado en los siguientes medios: agua del embalse ($6.5 \times 10^{-4}M$ en NaCl), agua del embalse con agregado de NaCl correspondiente a una concentración de NaCl 0.01M y Na Cl 0.5M. Los ensayos se hicieron en soluciones deaireadas con N₂ purificado y termostatzadas a 25 y 55°C. Se estudiaron las condiciones de ataque por picado y en rendijas determinándose los potenciales de picado (Ep) en esos sistemas.

Se encontró una relación semilogarítmica entre Ep y la concentración de Cl⁻ a 55°C, con una pendiente de alrededor de 200mV. La evaluación de los resultados obtenidos hasta el presente permite definir la posibilidad de ataque localizado en los intercambiadores en servicio.

Se describen además, ensayos preliminares realizados con Incoloy 800, aleación utilizada para los tubos de los siguientes intercambiadores y condensadores: enfriador y condensador de venteo del desgasificador del circuito primario; enfriador del sistema de purificación del circuito primario; enfriadores del sistema de parada, condensador de venteo del sistema de recolección de agua pesada.

En todos los casos, excepto los condensadores, el agua del embalse circula por el lado de la carcasa y el agua pesada por los tubos.

PERMEACION DE HIDROGENO Y ESTRUCTURA DE TRAMPAS EN UN ACERO ASTM A 516 GRADO 60 TRABAJADO EN FRIO

M.I. Luppo* y P. Bruzzoni

Departamento Química, Gerencia de Desarrollo, Dirección de Investigación y Desarrollo. Comisión Nacional de Energía Atómica.

El acero al carbono ASTM A 516 grado 60 es el material de la pared de las torres de la Planta Experimental de Agua Pesada que se construye actualmente en Atucha, cuyo proceso se basa en el intercambio isotópico entre sulfuro de hidrógeno y agua.

Es posible que cantidades apreciables de hidrógeno penetren y difundan en este material debido a la existencia de un proceso de corrosión y al conocido papel del H_2S como promotor de la entrada de hidrógeno en aceros.

Además de difundir por saltos entre intersticios de la red ferrítica, los átomos de hidrógeno pueden ocupar sitios singulares del material llamados genéricamente "trampas". La existencia de trampas está relacionada con la susceptibilidad del material al daño por hidrógeno.

En este trabajo se estudió la influencia del trabajado en frío sobre la permeación de hidrógeno a través del material. A partir de una chapa original recocida se obtuvieron por laminación en frío probetas con reducciones de espesor de 5 %, 15 % y 40 % y se las sometió a ensayos de permeación de hidrógeno por el método electroquímico de Devanathan y Stachurski.

A partir de las curvas de permeación experimentales se calcularon los coeficientes de difusión efectivos mediante un método de regresión que analiza la evolución del flujo de hidrógeno en el estado transiente.

Los datos obtenidos indican que el trabajado en frío aumenta marcadamente la cantidad de trampas para el hidrógeno. Parte de estas trampas desaparece al efectuar un tratamiento térmico de relevado de tensiones.

El modelo simple de difusión en presencia de trampas reversibles con baja fracción de ocupación no alcanza a explicar completamente el comportamiento de permeación. Por lo tanto se formularon modelos más complejos, teniendo en cuenta la posible presencia de trampas no reversibles, una fracción de ocupación alta o un proceso superficial de pasaje de hidrógeno acoplado en serie a la difusión.

(*) Departamento de Física, FCEN, UBA

ACIDOS POLITIÖNICOS : SU FORMACION Y EFECTOS SOBRE LOS ACEROS AL CARBONO DE LA PLANTA EXPERIMENTAL DE AGUA PESADA

G.S. Duffö y R.N. Garavaglia

Departamento Química, Gerencia de Desarrollo, Dirección de Investigación y Desarrollo. Comisión Nacional de Energía Atómica.

El método adoptado para la Planta Experimental de Agua Pesada, consiste en un intercambio isotópico entre agua y sulfuro de hidrógeno a una presión de 20 atm. y a dos temperaturas definidas (33 y 130 °C).

Previo a la puesta en marcha de la planta, se realiza un proceso para producir una capa de sulfuros de hierro que recubren internamente las columnas de intercambio, y que evitan una corrosión excesiva de las mismas durante el funcionamiento.

Durante las paradas y aperturas de estas plantas, se generan ácidos politiönicos por la acción del oxígeno y humedad sobre las capas de sulfuros de hierro mencionadas.

Es conocido el efecto que producen los ácidos politiönicos (y otros aniones oxisulfurados) sobre los aceros inoxidables e Inconeles sensibilizados, pero se ha prestado poca atención a la cinética de su formación, su comportamiento químico y sus efectos sobre aleaciones que no presentan el fenómeno de sensibilización.

En este trabajo se analizaron algunas variables, tiempo y pH, que influyen en la formación de ácidos politiönicos a partir de sulfuro de hierro, y su influencia sobre la permeación de hidrógeno y la velocidad de disolución anódica de un acero al carbono, empleado en la construcción de la Planta Experimental de Agua Pesada.

En las experiencias de permeación de hidrógeno - en las que se empleó como electrolito soporte una solución de ácido acético 0,5 % y cloruro de sodio 5 % - se observó que el ácido tetratiönico (el más frecuente de los ácidos politiönicos) produce un incremento en la cantidad de hidrógeno permeado - con respecto al electrolito soporte - provocando en algunos casos la formación de ampollas de hidrógeno.

En cuanto al comportamiento anódico, la presencia de tetratiönato produce un aumento en la velocidad de disolución del acero al carbono.

ESTUDIO DE LA CINETICA DE CORROSION APARENTE DE LA ALEACION 6061 Y DE LA MORFOLOGIA DE LOS OXIDOS GENERADOS.

I, Raspini, Ma.C. Geldstein, CNEA - Dto. Combustibles Nucl.

Se presenta el seguimiento de la oxidación de la aleación Al:6061 fijando algunas condiciones en forma coincidente con la situación en que trabajan nuestros reactores experimentales: fundamentalmente medio acuoso desmineralizado con una temperatura que no supera los 90°C en condiciones normales de operación.

La velocidad de corrosión aparente involucra una dependencia lineal del aumento de peso con el logaritmo del tiempo, desconociéndose los valores de las constantes que hacen cierta dicha expresión, pero sí las magnitudes relativas, de modo que es posible extrapolar algunas apreciaciones sobre el comportamiento del material a tiempos prolongados.

Se incluyen asimismo observaciones sobre la morfología del óxido en las distintas etapas de crecimiento y evolución con el objeto de correlacionarlas con los cambios en la cinética de oxidación y con el propósito de llegar a conocer dicho aspecto y morfología, a los fines de facilitar futuras apreciaciones sobre el estado y condición superficial del material estructural de las placas combustibles.

Ambos estudios de cinética y morfología se realizaron sobre las dos condiciones metalúrgicas en que se maneja la aleación 6061 en el Proyecto ECBE: la que entrega el proveedor, extrudado totalmente recocido, y la resultante del proceso de fabricación, laminado.

SIMULACION DE LA OXIDACION DE CIRCONIO A TEMPERATURAS INTERMEDIAS.
CINETICAS CUBICAS SEGUIDAS DE CINETICAS LINEALES.

H. Galicer, A. Denis y E.A. García.

Dpto. Materiales, Comisión Nacional de Energía Atómica.

Utilizando un sistema de difusión bifásico formado por un óxido superficial y el metal subyacente se ha intentado establecer la variación del coeficiente de difusión efectivo de oxígeno en el óxido para que dicho sistema siguiera una cinética cúbica como ocurre durante la oxidación de Zr en vapor de agua entre 650 y 800°C.

Se obtuvo para el coeficiente efectivo de difusión una dependencia temporal de la forma $t^{-1/3}$.

Después de cierto tiempo de oxidación el sistema sufre una transición cúbico-lineal. Durante la segunda etapa el comportamiento es similar al encontrado en trabajos anteriores (variación lineal de D con el tiempo) donde se interpretó la cinética lineal como resultado de la interconexión de poros en el óxido.

A la luz del trabajo antes expuesto y dado que el coeficiente de difusión en el óxido compacto no debe variar, puede interpretarse que la variación de dicho coeficiente es debida a la variación promedio de la relación entre la longitud de los caminos de difusión y la longitud de los caminos de corto circuitos de difusión. Haciendo uso entonces de las ecuaciones de un trabajo anterior surge que, durante la cinética cúbica, la longitud de los canales debería mantenerse constante mientras que los espesores de difusión aumentar como $t^{1/3}$. Así, la cinética cúbica puede pensarse como el resultado de un proceso de crecimiento del espesor total del óxido y recristalización simultánea en donde el crecimiento de los granos de óxido aumenta la longitud de difusión.

EJEMPLO DE METODOLOGIA DE DISEÑO DE UN COMPONENTE DEL
SISTEMA PRIMARIO

UNION DE EMPALME ENTRE LA CAÑERIA DEL REFRIGERANTE
PRINCIPAL Y EL SISTEMA DEL MODERADOR

GUSTAVO A. PANIZZA/ CARLOS E. MARTINIAU
ENACE S.A.

En la Central Nuclear ATUCHA II existe una conexión entre el sistema del refrigerante principal y los circuitos del moderador, que permiten utilizar a éste último como sistema de alimentación de emergencia y remoción de calor residual. La conexión se realiza a ambas ramas, fría y caliente, para asegurar la refrigeración en diferentes estados.

Se presenta la metodología seguida para asegurar el diseño frente a choques térmicos, precalentamientos, pruebas repetitivas, etc., de la unión citada.

También se compara el diseño respecto al de la CNA I y se fundamentan los cambios del diseño.

ANALISIS TERMOHIDRAULICO DEL TRAMO MODERADOR QM PARA LA
CENTRAL ATUCHA I.

José PORTO

Hugo A. PALAMIDESSI

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

Los problemas de fisura del tramo moderador de CNA-I fueron analizados mediante cálculos y ensayos de laboratorio, los cuales condujeron a la hipótesis de que la causa más probable de dichas fallas reside en un fenómeno de estratificación térmica originada por un pequeño caudal de agua que conecta al sistema primario con el moderador, que tiene como fin homogeneizar la temperatura en dicho tramo.

Debido a que, para eliminar dicha estratificación, es necesario anular dicho caudal, con lo cual puede alterarse la uniformidad térmica en el tramo, se ha realizado un modelo a escala tres veces menor, sobre el cual se han determinado el perfil térmico y los efectos de las corrientes convectivas y de la radiación térmica sobre el mismo, comprobando que, debido a estos fenómenos, el perfil térmico del tramo QM no se verá alterado con la eliminación de aquel caudal.

SOLUCION ANALITICA GENERAL PARA LAS TENSIONES TERMICAS EN TUBERIAS NUCLEARES POR ESTRATIFICACION DEL FLUIDO

Por E. Pardo* y G. Sánchez Sarmiento

Empresa Nuclear Argentina de Centrales Eléctricas S.A.

En ciertos tramos de tuberías de varias centrales nucleares, que conectan dos circuitos del mismo líquido (refrigerante o moderador) con diferentes temperaturas, se han detectado en los últimos años sucesivas apariciones de fisuras, algunas de ellas atravesando todo el espesor del tubo. Se ha evidenciado en varias oportunidades que una causa predominante de dichas fisuraciones ha sido la fatiga del material, eventualmente asistida por corrosión.

Entre los factores que producen dicha fatiga, se ha dado últimamente una considerable importancia a la estratificación térmica que bajo ciertas condiciones geométricas y fluido-dinámicas se produce como resultado de dicha diferencia entre las temperaturas de los dos fluidos.

La aparición de estratificación ha sido evidenciada en varios sistemas reales mediante mediciones con termocuplas y corroborada con modelos físicos y computacionales de algunos de dichos sistemas. La característica básica de este fenómeno es la oscilación de la altura de la superficie de separación entre ambos fluidos (interfaz de estratificación), con las consiguientes variaciones bruscas de las tensiones térmicas en cada punto del material cercano a la interfaz y la eventual fatiga del mismo.

Se presenta en este trabajo un estudio parametrizado del problema, habiéndose obtenido soluciones analíticas de validez general para las distribuciones de la temperatura (estacionaria y dependiente del tiempo) y de las tensiones térmicas adimensionales en término de los parámetros geométricos y físicos básicos del sistema.

Se presentan gráficos de los rangos de intensidad de tensiones calculadas para distintos puntos del tubo, los que pueden aplicarse de una manera directa para el análisis de fatiga de sistemas reales.

Finalmente, se aplican los resultados a la línea de inyección de agua pesada desde el circuito moderador al circuito primario de la Central Nuclear Atucha I, tramo que fue reparado o reemplazado en varias oportunidades por fisuraciones del material.

* En comisión desde INTEMA (Universidad Nacional de Mar del Plata y Consejo Nacional de Investigaciones Científicas y Técnicas).

METODOLOGIA PARA EL CALCULO DE FLUENCIA NEUTRONICA PARA PROGRAMAS
DE VIGILANCIA DEL RECIPIENTE DE PRESION DE REACTORES PHWR

J.E. Volkis
Depto. TN3-ENACE

El análisis de los resultados de los ensayos de las probetas de material del recipiente de presión (RP) irradiadas y la predicción en base a los mismos del efecto de la radiación en las paredes del RP a lo largo de la vida de la central, requiere un conocimiento preciso de la fluencia neutrónica a que están sometidos tanto las probetas como el recipiente de presión.

Se describe sucintamente en este trabajo una metodología para el cálculo de los flujos y espectros neutrónicos en las paredes del RP y en las cápsulas con probetas irradiadas en los canales del reactor, que fuera aplicada para la evaluación de los ensayos realizados en KWU del primer conjunto de probetas extraído del reactor de la Central Nuclear Atucha I.

Se muestra también que la validez de los datos nucleares, códigos de cálculo y modelos empleados está certificada por la satisfactoria comparación de los resultados de los cálculos con las fluencias determinadas a partir de la medición de la actividad de los detectores irradiados para tal efecto junto con las probetas.

La metodología que se describe, basada en cálculos con teoría de transporte de radiación neutrónica a multigrupos, en una y dos dimensiones (códigos ANISN y DOT), será aplicada al diseño y optimización, en lo que se refiere a los aspectos neutrónicos, del programa de vigilancia del RP de la Central Nuclear Atucha II.

EVALUACION DE LA ACEPTABILIDAD DE ANORMALIDADES CONSTRUCTIVAS EN RECIPIENTES DE CONTENCIÓN METÁLICOS

Por G. Sánchez Sarmiento*, A. N. Bergmann* y A. Lotorto**

*) Empresa Nuclear Argentina de Centrales Eléctricas S.A.

**) Comisión Nacional de Energía Atómica. Gerencia de Ingeniería.

R E S U M E N

Durante la construcción de un recipiente de contención metálico de una central nuclear, se presentan frecuentemente disminuciones en el espesor, defectos superficiales, y desalineaciones en las soldaduras entre segmentos. Estas anomalías constructivas representan disminuciones en la resistencia mecánica de la estructura ante las diversas sollicitaciones mecánicas y térmicas que la misma debe soportar.

Para cada una de estas anomalías es necesario establecer su aceptabilidad y/o posibilidad de reparación, en base a criterios basados en análisis de tensiones (resistencia a la fluencia) y de estabilidad (pandeo de la estructura).

El cálculo de las tensiones locales en dichas zonas puede realizarse en dos pasos independientes: a) Se determina el estado de tensiones que tendría la zona en cuestión en ausencia de dicha anomalía; y b) por otra parte se determina el factor multiplicador de tensiones de la anomalía en base a un dado modelo geométrico de la misma, aprovechando resultados conocidos en la literatura o bien desarrollando un modelo computacional. Multiplicando las tensiones calculadas en el punto a) por el factor obtenido según el punto b), resulta el estado real de tensiones en la zona considerada. De acuerdo con la variación de las mismas a través del espesor de la chapa, deben obtenerse las componentes de membrana, de flexión y de pico a los efectos de comparar cada una de ellas con sus respectivos valores límites admisibles, previamente especificados para la componente en cuestión.

Ante la ausencia de resultados generales publicados en la literatura, se han realizado sendos análisis generales de las dos irregularidades constructivas siguientes:

- a) Defecto de desalineación entre las superficies medias de dos segmentos de chapa en la soldadura de unión entre ellos;
- b) Amolado cónico con transiciones suaves, resultado de la reparación de una dada concavidad o defecto de disminución localizada del espesor.

En término de parámetros geométricos adimensionales que definen ambas situaciones, se han calculado los respectivos estados de tensiones mediante el código computacional ELASTE^F basado en el método de elementos finitos, y a partir de ellos, las componentes de tensión de membrana y de flexión primarias y secundarias. Se han obtenido gráficos adimensionales de aplicación muy general para la evaluación de la aceptabilidad o no de anomalías constructivas particulares que responden a los tipos citados.

EVALUACION DE LA INTEGRIDAD ESTRUCTURAL DE UN RECIPIENTE DE CONTENCIÓN NUCLEAR EN PRESENCIA DE DEFECTOS

R. S. Carnicer y G. Sánchez Sarmiento

Empresa Nuclear Argentina de Centrales Eléctricas S.A.

R E S U M E N

La cuantificación de la probabilidad de falla de un recipiente de contención de una central nuclear, debida a sobrepresión en el interior del mismo, es de fundamental importancia en una evaluación probabilística de riesgo de la misma. Diversos estudios probabilísticos de riesgo han predicho accidentes de fusión del núcleo ("core meltdown") mucho más severos para el contenedor que su carga básica de diseño, que en general es el accidente por pérdida de refrigerante (L.O.C.A.).

En este trabajo se presenta la aplicación, a un recipiente de contención esférico de acero en presencia de defectos, de un procedimiento de evaluación de la integridad estructural de componentes presurizados. El procedimiento está basado en diversos diagramas de evaluación de falla, fundamentalmente uno conocido en la literatura como "Procedimiento R-6" desarrollado en la Central Electricity Generating Board del Reino Unido. De acuerdo al mismo, para establecer si con un cierto estado de cargas, un dado recipiente puede fallar o puede garantizarse su integridad, es necesario calcular dos parámetros: K'_r y S'_r . El primero se define como el cociente entre el factor de intensidad de tensiones calculado en base a la mecánica de fractura elástica lineal, y su valor crítico (tenacidad del material) para la iniciación de una fisura. S'_r , por su parte, es el cociente entre la tensión aplicada y la tensión de colapso elastoplástico. Si en un diagrama de coordenadas (S'_r , K'_r), el punto así calculado se encuentra dentro de una curva llamada de "evaluación de falla", puede asegurarse la integridad de la estructura.

Tanto la geometría de fisuras hipotéticas en el material base y en la soldadura, como así también los factores de intensidad de tensiones correspondientes, se obtienen de acuerdo con las recomendaciones del Código ASME (Sección XI). Para el cálculo de la carga de colapso elastoplástico, por su parte, se tomaron los resultados básicos de un trabajo anterior del segundo de los autores ("Failure internal pressure of spherical steel containments", por G. Sánchez Sarmiento, S.R. Idelsohn, A. Cardona y V. Sonzog- ni).

La presión interna de falla y el resultante factor de reserva se determinan suponiendo la existencia de fisuras tanto en zonas de concentración de tensiones como así también en zonas no perturbadas.

EFFECTO DE LA EXCENTRICIDAD DE VAINAS DE ZIRCALLOY EN ENSAYOS DE EXPLOSION POR PRESION INTERNA.

R. Bordoni, R. Gurisatti, S. Mintzer - CNEA, Dto. Combustibles Nucleares.

El análisis del comportamiento mecánico de las vainas de Zry-4 y su variación con diferentes estados de tensiones es importante para una correcta evaluación de las especificaciones y para la comprensión del comportamiento del EC en servicio. Si bien dicho comportamiento se puede caracterizar mediante la realización de experiencias que establezcan diferentes tipos de sollicitaciones mecánicas (tracción, creep, etc.), los ensayos de explosión por presión interna a extremos cerrados, proveen información básica sobre la ductilidad tangencial de las vainas en condiciones de sollicitación mecánica exigentes que se le pueden imponer a la vaina.

Considerando vainas de un mismo lote, con un amplio rango de excentricidades, se estudia el efecto de la excentricidad (e) de las vainas sobre los parámetros mecánicos más importantes del ensayo. Resultando disminución de la deformación uniforme (en el rango de excentricidades considerado, dependencia tipo: $\epsilon_u = c \cdot e^{-b}$ con: c, b constantes para el tipo de vaina y condiciones de ensayo consideradas) y deformación total con el aumento de excentricidad.

El efecto es más pronunciado en el caso de deformación total. Por otro lado, sólo a altas excentricidades se ve afectada la tensión circunferencial máxima. Las dependencias mencionadas son factores determinantes en las distribuciones estadísticas de deformaciones. Así, para una función de distribución logarítmico-normal de excentricidades, se obtuvo el mismo tipo de distribución estadística para deformaciones uniformes y totales.

DESARROLLO DE LA TECNOLOGIA DE FABRICACION DE VAINAS DE ZRY-4
PARA ELEMENTOS COMBUSTIBLES CANDU.

J.C. ALMAGRO, A.D. BANCHIK, D. BIANCHI, L. IURMAN,
O. LANZOS, R. VOLPI, C. VASQUEZ
C.N.E.A.

Se describen las acciones realizadas para fabricar partes destinadas a la calificación de este tipo de vainas.

El trabajo se centra en la descripción de las diferencias de requerimientos que presenta este producto en relación a la experiencia previa local en fabricación de otros tipos de vainas para elementos combustibles.

Se analiza el efecto de estos nuevos requerimientos sobre los procesos de fabricación y sobre los métodos de control necesarios para lograr su cumplimiento. En particular, se describen las actividades que se pusieron a punto para satisfacer las estrictas tolerancias dimensionales, la calidad superficial y las propiedades mecánicas finales de la vaina.

OPTIMIZACION DE PARAMETROS DEL PROCESO DE FABRICACION DE
TUBOS DE ZRY-4 TIPO EMBALSE.

D. Banchik*, C. Rodriguez*, J. Divito*, R. Bordoní**,
R. Gurisatti**, J. Falcone**, S. Mintzer**

* Gcia. Procesos Químicos, PFFAE.- CNEA

** Gcia. Desarrollo, Dto. Combustibles Nucleares - CNEA

Las especificaciones de diseño de los tubos de Zry-4 para vainas de EC requieren satisfacer condiciones de máxima resistencia mecánica y máxima ductilidad.

El comportamiento de estas magnitudes es tal que el mejoramiento de una de ellas produce un detrimento de la otra, por lo tanto es necesario determinar los parámetros de fabricación (trabajado en frío y tratamiento térmico final) que optimicen estas variables.

En este trabajo se estudia la variación de la resistencia mecánica y ductilidad de las vainas con la temperatura del tratamiento termico final mediante ensayos biaxiales y uniaxiales realizados a temperatura ambiente. De este modo se determina la temperatura de relevado de tensiones que satisface los requerimientos de las especificaciones.

En el ensayo de explosión se presentan dos tipos diferentes de fractura, los cuales influyen en la ductilidad final de la vaina. Se discuten estos dos tipos de fractura y su posible relación con la microestructura.

CARACTERIZACION DE DEFECTOS DE LAMINACION EN TUBOS EXTRUIDOS DE ZIRCALOY-4.

A.D. BANCHIK, H. PERETTI

Proyecto Planta Piloto Fábrica de Aleaciones Especiales,
Gerencia de Procesos Químicos, C.N.E.A..

Habiéndose encontrado que algunos tubos provenientes de dos lotes diferentes de Zircaloy-4 sufrieron roturas durante el proceso de laminación en frío posterior al proceso de extrusión, se llevó a cabo un estudio del material defectuoso así como del material que no sufrió inconvenientes.

De las observaciones y ensayos realizados se concluye que el comportamiento del material es esencialmente dúctil y que la ruptura se debe a un proceso de nucleación de una fisura y posterior propagación progresiva bajo el efecto de las cargas cíclicas aplicadas al tubo en el proceso de laminación. La nucleación de fisuras se produce en pequeñas irregularidades de las superficies y su propagación posterior está asociada a las condiciones de laminación.

TRANSFORMACIONES DE FASE INDUCIDAS POR DEFORMACION Y LA INFLUENCIA DEL HIDROGENO EN UN ACERO AUSTENITICO.

C. Andreone (CNEA)

D. Hermida (CNEA)

A. Pontini (FCEyN-UBA)

Se estudiaron las transformaciones de fase producidas por deformación de un acero inoxidable austenítico 304L y la influencia del Hidrógeno en solución sobre las mismas.

Los efectos sobre la estructura policristalina de la austenita fueron evaluados mediante difracción de Rayos-X, utilizando un anticátodo de cobalto.

El hidrógeno fue introducido mediante carga catódica a 100°C empleando una densidad de corriente de 100mA/cm² y un tiempo de 3 horas.

La deformación se efectuó en cada probeta mediante laminaciones sucesivas, hasta alcanzar valores respectivos de 1,5,10,15 y 30%.

En una primera etapa las deformaciones fueron efectuadas a temperatura de -196°C, -66°C, -33°C, 0°C y 20°C en probetas sin carga de hidrógeno. Luego, se introdujeron los mismos porcentajes de laminación a temperaturas -33°C, 0°C y 20°C, en probetas previamente cargadas.

Se evaluó de manera cuantitativa los porcentajes de martensita ϵ y α' obtenidas en las experiencias.

Se comprueba que la fase ϵ precede siempre a la formación de la fase α' . Es decir, las transformaciones se producen a partir de la fase γ mediante la nucleación inicial de la fase ϵ , que alcanza un valor máximo coincidente con la aparición de la fase α' .

La influencia del hidrógeno es decisiva en el corrimiento de las transformaciones martensíticas a temperaturas más elevadas.

Se analizan en detalle estas transformaciones a partir de observaciones y modelos microestructurales.

LA SOLUBILIDAD SOLIDA TERMINAL (SST) DEL HIDROGENO EN CIRCONIO.

E. Zuzek

Departamento de Materiales, CNEA.

El sistema Zr-H ha sido estudiado en los últimos decenios por numero sos investigadores y por los métodos más variados. Como consecuencia de ello, se ha ido conformando un cuadro relativamente impreciso en lo que respecta al diagrama de fases correspondiente, lo que motivó la i- niciación de un estudio de revisión amplia de los trabajos publicados a partir del año 1954 y concernientes a todas las regiones de dicho dia grama de fases.

Se presenta aquí la primera parte de dicho estudio -y por cierto la de mayor interés para la industria nuclear- correspondiente al equili- brio en la fase α , de la solubilidad sólida del hidrógeno en circonio, y sus límites, conocidos como la solubilidad sólida terminal (SST), des de la transición $\alpha \rightarrow \beta$ del circonio puro.

ESTUDIO DE DISTRIBUCION LOCALIZADA DE DEFECTOS EN METALES POR ANIQUILACION DE POSITRONES.

D.Otero*, A.N.Proto*, R.Romero#

* Comisión Nacional de Energía Atómica - Departamento de Física

Universidad Nacional del Centro de la Provincia de Buenos Aires

Se diseñó y construyó un dispositivo para estudiar localizadamente la distribución de defectos en metales utilizando la técnica de ensanchamiento Doppler de la radiación de aniquilación de positrones. Se presenta el resultado del análisis de las cualidades técnicas del dispositivo (relación fondo-señal, perfil de análisis, etc.). Finalmente fue utilizado en mediciones de una probeta de cobre deformada 0%, 2%, 37% y 45%, obteniéndose resultados comparables a los de correlaciones angulares. Llevando la probeta a la zona de ruptura se encontró una correlación con la concentración de defectos determinada con nuestro método.

SOBRECONCENTRACION DE DEFECTOS BAJO IRRADIACION NEUTRONICA.

F.J.W. Justus, H.C. González

Departamento de Materiales, Gerencia de Desarrollo, CNEA .

Se ha utilizado exitosamente el fenómeno de relajación Zener en la medición de energías de migración y formación de defectos como así también se ha determinado que la constante de tiempo de la relajación es inversamente proporcional a la concentración de defectos. Esta sobreconcentración de defectos bajo irradiación es un dato fundamental para analizar el efecto de "swelling" y crecimiento.

A partir de la sensibilidad y la posibilidad de analizar transitorios que presenta este método se ha proyectado determinar la sobreconcentración de defectos bajo irradiación neutrónica a temperaturas controladas existente en una aleación binaria sustitucional (que presenta un efecto de relajación importante) y de investigar la validez de modelos que predicen dicha concentración en base al establecimiento de un estado estacionario en el cual compiten la creación de defectos por irradiación y su desaparición tanto por migración hacia sumideros fijos (dislocaciones, bordes de grano etc.) como por recombinación mutua.

En el presente trabajo se describirá un dispositivo de relajación Zener por torsión bajo irradiación neutrónica, a temperaturas controladas, diseñado y construido en CNEA.

AUTODIFUSION DE Zr ALFA MONOCRISTALINO

F. Dymant* J. Horvath** y H. Mehrer**

* Dpto. de Materiales. CNEA

**Institut für Theoretische und Angewandte Physik (ITAP), Universidad de Stuttgart, República Federal de Alemania.

La autodifusión de Zr^{95} fué medida en un monocristal de Zr en el rango de temperatura comprendido entre 500 y 855°C. Es la primera vez que la autodifusión de Zr en su fase alfa -hcp- se estudia en un rango tan amplio de temperatura. Esto fue posible gracias a la utilización de la técnica de ion-beam-sputtering (IBS) que permite la obtención de perfiles de penetración de solo algunos miles de Å. Los coeficientes de difusión obtenidos muestran un comportamiento anómalo - curvatura en el gráfico de Arrhenius y valores anómalos de los parámetros que rigen la difusión-que se suma al conocido comportamiento anómalo de la fase beta, bcc.

Queda así planteado el problema de dilucidar el ó los probables mecanismos de difusión en ambas fases del Zr, problema que hasta el presente sólo se admitía para la fase bcc. Para la fase hcp se postulaba un comportamiento normal de difusión por vacancias a pesar de que los datos existentes previamente -si bien en un rango muy pequeño de temperatura: 700 a 850 °C- indicaban lo contrario.

La importancia que tiene el dilucidar los mecanismos de difusión operantes radica en que los factores que rigen la difusión (energía y entropía de formación y migración de los defectos involucrados) entran como parámetros en los modelos teóricos que se desarrollan para explicar el comportamiento mecánico, desde un punto de vista estructural, de las aleaciones de Zr que se usan en los reactores nucleares. La temperatura de operación en los reactores nucleares es de 300°C aproximadamente. Dado que las mediciones presentadas solo llegaron hasta 500°C -aún con la técnica de IBS se necesitarían tratamientos térmicos extremadamente prolongados a temperaturas menores- es necesario extrapolar los valores de los coeficientes de difusión a las temperaturas de interés.

Se discuten las distintas posibilidades en base a los resultados obtenidos.

ESTUDIO DE LA RECUPERACION DE LAS VARIACIONES DIMENSIONALES PRODUCIDAS POR IRRADIACION CON NEUTRONES EN Zr.

A.M. Foglia, G.D.H. Coccoz y H.C. González

Departamento de Materiales - Gerencia de Desarrollo - CNEA.

Muchos cambios en la estructura de defectos y en las propiedades mecánicas causados por irradiación pueden ser eliminados por convenientes tratamientos térmicos. Existen datos de recuperación de la variación de dimensiones que sufren materiales de uso en reactores nucleares como Circonio y sus aleaciones. Esta recuperación, según los tratamientos térmicos previos, puede llegar a 100%.

La curva de recuperación en función de la temperatura de recocido da información sobre la estructura de defectos creados por irradiación responsables de la variación de las propiedades estudiadas.

Se presenta un dispositivo con el que se realiza la recuperación del crecimiento sufrido por una probeta irradiada de Zr. Esta fue dopada con material fisiónable de modo de obtener una dosis equivalente a dos órdenes de magnitud de la dosis neutrónica recibida luego de 30 días de irradiación continuada a un flujo de 10^{12} n/cm² seg. La probeta recibió un tratamiento térmico previo llegando a la recristalización. La irradiación se realizó a 100°C y el recocido hasta 350°C con lo que se llegó a superar la etapa de recuperación de loops. Se interpreta la recuperación y los mecanismos responsables de la variación dimensional.

PREDICCIÓN DE CURVAS DE TRACCIÓN DEL ZIRCALLOY-4 A PARTIR DE DATOS DE TERMOFLUENCIA.

F. Povoletto* y A.J. Marzocca**

* Comisión Nacional de Energía Atómica, Dto. de Materiales,

**FATE S.A., Dto. de Investigación y Desarrollo, Casilla de Correo 7,
Victoria B Prov. de Buenos Aires.

A partir de parámetros físicos obtenidos de datos de termofluencia a 673 K y de una ecuación constitutiva $\sigma = \sigma(\dot{\epsilon})$, donde $\sigma = \sigma(\dot{\epsilon})$, donde σ es la tensión y $\dot{\epsilon}$ la velocidad de deformación, se predicen las curvas de tracción a esta temperatura. Las predicciones teóricas dan un buen ajuste a datos de tracción obtenidos a bajas velocidades de deformación (del orden de 10^{-5} s^{-1} o menores). Las experiencias se realizaron tanto en material pre-deformado en frío como en relevado de tensiones.

RELAJACION DE TENSIONES DURANTE LA TERMOFLUENCIA DEL ZIRCALOY-4

F. Povolo, L.A. Constantino y A. Marxsen

Comisión Nacional de Energía Atómica, Dto. de Materiales,

Utilizando una máquina de ensayo servo-hidráulica, que permita la realización de ensayos a carga constante, se efectuaron experiencias de relajación de tensiones durante la termofluencia del Zircaloy-4 a 673 K. Los ensayos de relajación de tensiones se llevaron a cabo en diferentes zonas de la curva de termofluencia y para varias tensiones iniciales.

Las curvas de relajación obtenidas se comparan con las medidas en diferentes etapas de la curva de tracción, en el mismo material y a la misma temperatura.

Finalmente, se describe un modelo físico que permite acoplar los datos de relajación con los de termofluencia.

FRICCIÓN INTERNA A ALTAS TEMPERATURAS EN POLICRISTALES DE ZIRCALLOY-4.

F. Povolo* y B.J. Molinas**

* Comisión nacional de Energía Atómica, Dto. de Materiales,

** Universidad Nacional de Rosario, Instituto de Física Rosario, Facultad de Cs. e Ingeniería, Dto. de Física.

Se ha investigado en detalle el espectro de fricción interna del Zircaloy-4 policristalino, en un amplio rango de frecuencias. Se detectaron dos máximos en la fricción interna. El pico que se produce a temperaturas más bajas, se interpreta en términos de un mecanismo de relajamiento producido por deslizamiento de bordes de grano libres de partículas. El pico observado a temperaturas mayores es atribuido al deslizamiento de granos bloqueados por precipitados pequeños.

Finalmente, se obtuvieron valores de la entalpía de activación y del factor pre-exponencial para la difusión a lo largo de los bordes de grano y se determinó el coeficiente de viscosidad asociado al deslizamiento de bordes de grano en función de la temperatura.

COMPORTAMIENTO AL CREEP POR TEMPERATURA DE LA ALEACION Zr-8Nb-1Al.

Juan Carlos Bolcich

Centro Atómico Bariloche e Instituto Balseiro
-Comisión Nacional de Energía Atómica y
Universidad Nacional de Cuyo-

La aleación Zr-8Nb-1Al, presenta un interesante comportamiento mecánico referente a una alta tensión máxima de rotura σ_{uts} compatible con una elevada deformación plástica.

Esa propiedad se consigue mediante una transformación martensítica inducida por deformación, lo que da lugar al denominado efecto TRIP, partiendo de la fase β metaestable, retenida por templado hasta temperatura ambiente.

Para que este material pueda ser usado en la construcción de componentes para elementos combustibles o estructurales en el núcleo de reactores nucleares, es necesario entre otros conocer su resistencia al creep y los parámetros que lo controlan. A tal fin, se inició un programa de mediciones en el rango entre 375 y 450°C y cargas constantes que producen tensiones superiores a los 200 MPa y hasta 900MPa.

La microestructura inicial de las probetas era de fase β retenida con una cantidad menor al 10% de martensita inducida por deformación.

Las probetas fueron preparadas en el Centro Atómico Bariloche, y las mediciones de creep se efectuaron en el Kernforschungszentrum de Karlsruhe.

Comparando los resultados con el zircaloy 2 y 4, esta aleación requiere una tensión aproximadamente el doble para alcanzar los mismos tiempos de rotura.

Actualmente se trata de realizar otra serie de mediciones partiendo con una microestructura totalmente formada por fase β en un caso, y martensita inducida por deformación en otro tratando de dilucidar la influencia de cada microestructura.

Los resultados se completan con observaciones metalográficas y se comienzan a analizar en el marco de modelos fenomenológicos.

MODELADO POR ELEMENTOS FINITOS, DEL COMPORTAMIENTO VISCO-
ELASTO-PLASTICO DE MATERIALES

F.G. Basombrío

E. Pedemonte

Centro Atómico Bariloche e Instituto Balseiro
-Comisión Nacional de Energía Atómica y
Universidad Nacional de Cuyo-

Entre otras líneas de trabajo en el área de análisis numérico y elementos finitos, desde hace ya siete años se inició en el Centro Atómico Bariloche una línea específica de investigación orientada a entender las técnicas de modelado del comportamiento visco-elasto-plástico de materiales a partir de sus aspectos teóricos subyacentes. El objetivo concreto fue crear de esta forma una infraestructura básica propia de subrutinas y programas que permitieran la resolución idónea de los problemas tecnológicos, que cada vez tienen mayor importancia en la ingeniería de diseño y con preferencia en ingeniería nuclear.

En tal dirección se desarrollaron las series de programas CUARM-CTR para transferencia térmica, ELASTEFLAS para termoelasticidad y PLASTEFL en termo-elasto-plasticidad. Sobre estos desarrollos ya se ha informado en otras ocasiones.

El propósito de la presente comunicación es hacer una breve reseña de los desarrollos actuales en esta dirección, así como de su proyección en el futuro próximo. En tal sentido se describen en forma sucinta los programas de las líneas VISC, orientados hacia comportamientos termoviscoelásticos no lineales, y VELP, que cubren los aspectos termo-viscoplásticos. Para ilustrar sobre la capacidad computacional de dichos programas se presentan varios ejemplos simples resueltos, algunos con solución exacta. Por último se describe una aplicación a un problema complejo de ingeniería nuclear: el estudio tridimensional viscoelástico, de la concentración de tensiones originada en el extremo del patín de la vaina Atucha.

CARACTERIZAÇÃO QUÍMICA DE ZIRCALOY PELAS TÉCNICAS DE
CROMATOGRAFIA GASOSA, ESPECTROGRAFIA DE EMISSÃO E
FLUORESCÊNCIA DE RAIOS-X.

Vega O.; Reino L.C.P.; Sato I.M.; Salvador V.L.R.;
Lordello A.R. e Imakuma K.
Departamento de Processos Especiais
Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares
São Paulo - Brasil

A caracterização química de zircaloy baseia-se na determinação dos elementos metálicos constituintes Sn, Fe, Cr e Ni, dos elementos gasosos O, N e H e das impurezas gerais.

Os elementos constituintes e o háfnio foram determinados pela técnica de fluorescência de raios-X.

Os gases oxigênio, nitrogênio e hidrogênio foram extraídos a vácuo e determinados pela técnica de cromatografia gasosa.

Os elementos que constituem as impurezas Al, B, Cd, Co, Cu, Hf, Mg, Mn, Mo, Pb, Si, Ti, V e W foram determinados pela técnica de espectrografia de emissão.

O carbono foi determinado pela variação de condutividade térmica por combustão LECO.

Os elementos estanho, ferro e cromo foram determinados com uma precisão de 2 a 5% e as impurezas e os gases com uma precisão de 10 a 17%.

RADIOGRAFIADO DE SOLDADURAS A 250°C EN LAS VALVULAS PARCIALIZADORAS DE ALIMENTACION PRINCIPAL DE VAPOR DE LA CENTRAL NUCLEAR EN EMBALSE.

Mauricio J. TACCHIA - Jorge TALMADGE - José L. ROA.

INSTITUTO NACIONAL DE ENSAYOS NO DESTRUCTIVOS (I.N.E.N.D.) - COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA.

La dificultad que presenta la realización de un ensayo radiográfico en soldaduras que están a temperaturas mayores a 50°C no siempre es fácil de solucionar, máxime cuando dicho ensayo debe cumplir con los requisitos de calidad acorde con lo exigido en la Tecnología Nuclear.

El trabajo que nos ocupa describe, ante la necesidad ineludible por razones técnicas y económicas, la solución adoptada para ensayar radiográficamente una soldadura circunsferencial de 60 cm. de diámetro y 60mm. de espesor de pared realizada con precalentamiento del material base y tratamiento térmico posterior a la aprobación de dicho ensayo.

Dadas también las condiciones físicas de la soldadura, el ensayo exigía un tiempo de exposición elevado lo que condicionaba aún más la aislación térmica entre el material y la película radiográfica. Para satisfacer dichas condiciones se construyó un dispositivo de perfil rectangular hueco y curvado según el diámetro del caño, realizado en chapa de acero, por cuyo interior se hizo pasar un flujo de aire a presión durante el tiempo de exposición de la radiografía.

Los resultados obtenidos fueron totalmente satisfactorios ya que la temperatura sobre la película no superó los 45°C y la calidad de imagen radiográfica cumplió con lo requerido por la especificación.

LAMINACION DE CABLES DE AISLACION MINERAL

D. AROCENA; D. PALMERIO; J. L. REGUEIRO VEIGA; R. RIOS

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

DIRECCION DE INVESTIGACION Y DESARROLLO - GCIA. PROCESOS QUIMICOS

Departamento de Instrumentacion y Control

Se describen una serie de experiencias que llevan a la construcción local de cables de aislación mineral de alta confiabilidad, necesarios para detectores autoenergizados y aplicaciones para ambientes extremadamente severos. Se utilizan facilidades de laminación de C.N.E.A. y extrusión en las etapas finales, en la realización de cables de inox con OMg como aislador. Se emplean formas precompactadas para el aislador, que permiten un centrado preciso del conductor interno, así como una aproximación mejor a la hipótesis de barra homogénea. La verificación dimensional realizada permitió una mejor comprensión del comportamiento del conjunto frente a sucesivas deformaciones.

OBTENCION DE UO_2 Y $\text{UO}_2\text{-CeO}_2$ SINTERIZABLE POR PROCESO DE GELACION EXTERNA

A. Gómez Constenla

M. Sterba

Centro Atómico Bariloche e Instituto Balseiro
-Comisión Nacional de Energía Atómica y
Universidad Nacional de Cuyo-

La producción de óxidos mixtos de uranio-plutonio se realiza generalmente mediante el mezclado mecánico de los polvos de los óxidos. Este procedimiento presenta dos desventajas 1) riesgo de manipulación de los polvos debido a la formación de aerosoles y 2) dificultad de lograr una mezcla homogénea. Existen dos tipos de procesos alternativos de obtención de óxidos mixtos; la coprecipitación y la producción de microesferas por procesos de gelación. Si bien la coprecipitación resuelve el problema de la homogeneidad, el producto final es un polvo y presenta los mismos riesgos de formación de aerosoles que el mezclado mecánico. Los procesos de gelación tienen como producto final microesferas de tamaño uniforme que son homogéneas y no producen aerosoles durante su manipuleo. En el laboratorio se desarrollan actualmente los procesos de gelación interna y externa. El presente trabajo describe el equipamiento desarrollado para la realización de la primera etapa: la obtención de microesferas de UO_2 y $\text{UO}_2\text{-CeO}_2$.

ESTUDIO DE HORMIGONES PESADOS ESTRUCTURALES CON AGREGADOS NACIONALES

- * L.V. Costa * E.M. Rodríguez * A.N. Rodríguez
- ** A. Giovambattista *** L.P. Traversa
- * TECHINT S.A. - Gerencia de Proyectos Nucleares - Departamento de Investigación y Desarrollo
- ** Asesor de TECHINT S.A.
- *** LEMIT

Continuando con el programa que Techint S.A. ha iniciado en el año 1978 para el desarrollo de hormigones pesados estructurales, se efectuaron estudios con agregados provenientes de un nuevo yacimiento.

Los estudios realizados se basaron en los informes presentados en la Reunión Técnica de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear del año 1979, como así también en la experiencia obtenida en una obra en la que se aplicó dicho desarrollo.

El presente informe consta de dos partes:

En la primera se describen las tareas inherentes al procesamiento del agregado con el fin de su utilización en la elaboración de hormigón.

En la segunda parte se informan los ensayos realizados, como así también los resultados obtenidos con estos hormigones.

SISTEMA COMPUTARIZADO PARA ENSAYOS POR CORRIENTES PARASITAS

Horacio MUNDONÇA

Marta RUCH

C.N.E.A. - I.N.E.N.D.

Como parte de un programa de largo alcance destinado al tratamiento de la información provista por las técnicas de Ensayos no Destructivos existente, y con el objetivo inmediato de mejorar la calidad de las Inspecciones en Servicio de las Centrales Nucleares, se desarrolló un sistema computarizado de toma y evaluación de datos de ensayos por corrientes parásitas. El programa fue diseñado especialmente para el ensayo de tubos de intercambiadores de calor de la Central Nuclear en Atucha I.

El sistema consta de un programa de toma y grabación de datos (X,Y) de las variaciones de impedancia compleja producidas en un puente de Wheatstone.

Estos datos, que ingresan a la computadora a través de un conversor analógico-digital, pueden ser producto de una adquisición "in situ" o provenir de una grabación realizada previamente en cinta magnética. Un segundo programa identifica los defectos, dando su ubicación, fase y extensión. La fase permite calcular las características del defecto imprimiéndose un protocolo de ensayo para cada tubo.

Un programa gráfico dibuja en la pantalla de la computadora y en forma secuencial la señal de impedancia en el plano complejo.

Entre las ventajas potenciales de este sistema en el desarrollo de una inspección se pueden mencionar:

a) Repetición en laboratorio de algun ensayo en particular, cuantas veces sea necesario y con velocidad variable.

b) Evaluación de los datos de todos los ensayos en forma independiente.

c) Análisis mas detallado de los casos "dudosos".

d) Localización de cada defecto en el tubo.

e) Seguimiento de la evolución de cada tubo en inspecciones sucesivas.

f) Aumento de la velocidad y posibilidad de automatización de la toma de datos al no ser necesaria la evaluación "in situ".

CRITERIOS Y REQUERIMIENTOS DEL DISEÑO BÁSICO DE LOS ELEMENTOS COMBUSTIBLES DE BAJO ENRIQUECIMIENTO PARA EL REACTOR RA-3.

H.F.Nassini, J.J.Tiebas, J.A.Casario-CNEA, Dto. Combustibles Nucleares.

La conversión del núcleo del reactor RA-3 (Fzeiza) a bajo enriquecimiento, impuso la necesidad de introducir modificaciones al diseño de los elementos actualmente en uso (de alto enriquecimiento), para adaptarlo a las nuevas condiciones de operación.

El diseño de los elementos combustibles de bajo enriquecimiento (ECBE) debió compatibilizar requerimientos neutrónicos, termohidráulicos, mecánico-estructurales y tecnológicos. Este diseño básico, por su naturaleza, fue desarrollado en estrecha colaboración con las áreas de cálculos neutrónico y termohidráulico y de diseño electromecánico de Ingeniería de Reactores, así como con el Proyecto ECBE de desarrollo y fabricación de combustibles de bajo enriquecimiento y el área de materiales de Combustibles Nucleares.

En este trabajo se presentan los criterios seguidos para el diseño básico de los ECBE y los requerimientos impuestos al mismo para asegurar un adecuado comportamiento en el reactor, tendiendo principalmente a las interacciones con el refrigerante, la grilla y los dispositivos de manipulación y de control de reactividad.

Esta ingeniería básica deberá ser satisfecha por el diseño de detalle, la fabricación y el control de los elementos combustibles. La ingeniería de detalle de los ECBE se presenta en otro trabajo de esta misma reunión científica.

INGENIERIA DE DETALLE DE LOS ELEMENTOS COMBUSTIBLES DE BAJO ENRIQUECIMIENTO PARA EL REACTOR PA-3.

H.F.Nassini, J.J.Tiebas, R.Gerding, J.A.Casario-CNEA, Dto. Combustibles Nucleares.

Se presenta el diseño de detalle de los dos tipos de elementos combustibles de bajo enriquecimiento (ECBF) destinados al reactor PA-3 (Ezeiza): a) elemento combustible normal, de 19 placas combustibles; b) elemento combustible de control, de 14 placas combustibles y 2 placas de control de reactividad. Este diseño de detalle satisface la ingeniería básica de los ECBE, cuyos requerimientos fueron establecidos para asegurar un adecuado comportamiento de los mismos durante la irradiación.

Se muestran especialmente las modificaciones de diseño introducidas con relación a los elementos combustibles de alto enriquecimiento, actualmente en uso. Estas modificaciones obedecieron a un criterio de optimización del diseño y de mejoramiento de las condiciones de seguridad del reactor e involucraron aspectos como: geometría y dimensiones de los elementos combustibles, materiales, métodos de fabricación.

El nuevo diseño fue verificado mediante cálculos estructurales y de simulación de comportamiento en condiciones normales de operación.

El diseño de detalle está expresado en el juego de planos y especificaciones que serán aplicados durante la fabricación y el control de los elementos combustibles.

PROCEDIMIENTOS DE ENSAYOS DE IRRADIACION Y POSIRRADIACION DE PLACAS COMBUSTIBLES DE BAJO ENRIQUECIMIENTO.

C.A. Kohut, J.O. Gómez, E.E. Pérez - CNEA, Dto. Combustibles Nucleares

En esta presentación se detallan, en líneas generales, la fabricación de la primera y segunda tanda de miniplacas de la planta ECBE, las pruebas de calificación a que fueron sometidas en ORNL con asistencia de personal de CNEA, en junio y octubre de 1981, la descripción de la facilidad de irradiación (HFED) en el ORR, los ciclos de irradiación cumplidos por cada lote durante el período julio 1982-junio 1983, los exámenes posirradiación llevados a cabo en las celdas de ANL para la segunda tanda; con participación activa, en ambos casos de personal de la CNEA, en julio-agosto 1983 y mayo-julio 1984.

La participación de CNEA, ajustada a los lineamientos acordados por los países miembros en las Reuniones Internacionales de IAEA en 1977 y 1978, en el Programa de Reducción de Enriquecimiento para Reactores de Investigación y Ensayos (RERTR) que lleva a cabo el Argonne National Laboratory (ANL), con el patrocinio del Departamento de Estado de los EE.UU., le permite, junto a este país, compartir con Alemania y Francia la utilización de la facilidad de irradiación (HFED), instalada en el reactor ORR del Oak Ridge National Laboratory (ORNL). En el mismo cumplieron su ciclo de irradiación 22 placas combustibles de dimensiones reducidas (miniplacas), distribuidas en dos experiencias: la primera compuesta por 10 placas, 4 de U_3O_8 -Al con densidad de 2.47-3.12 g/cm³ de uranio total y 6 placas de UAl_3 -Al con densidad de 1.45-2.52 g/cm³ de uranio total. La segunda etapa la constituyeron 12 miniplacas de mayor densidad de carga, incorporándose una tercer línea U_3Si -Al y desarrollando aleaciones de alto contenido de uranio en la línea de aluminuro; conformaban el lote 4 placas de U_3O_8 -Al de densidad 3.12-3.58 g/cm³ de U total, 5 placas de UAl_2 -Al de densidad 2.99-3.09 g/cm³ de U total, 3 placas de U_3Si -Al de densidad 5.18-6.10 g/cm³ de U total.

Los resultados obtenidos de la evaluación de performance de combustibles le permiten la conversión de sus reactores RA-3, RA-6, sin detrimento de sus condiciones operativas, y encarar la posibilidad de suministro de combustible dentro del marco latinoamericano de cooperación en el área nuclear.

MODIFICACION DEL DISEÑO DE BARRAS COMBUSTIBLES PARA LA CNA-I. EMPLEO DE UN RESORTE DE COMPRESION.

H.F. Helbing, L. Alvarez, S.I. Núñez Pettinari, J.A. Casario - CNEA, Dto. Combustibles Nucleares.

Daños importantes observados en algunas barras combustibles de Atucha I, han sido asociados a un probable defecto secundario de la BC como consecuencia del ingreso de refrigerante a través de defectos primarios. Esto indujo a eliminar de la zona activa las arandelas de Zircaloy previstas en el diseño original y su reemplazo funcional por un resorte de acero especial en el extremo superior de la BC, como es habitual en los combustibles LWR.

Esta modificación posibilitó el dejar de utilizar pastillas aislantes de alúmina como pastillas compensadoras de longitud de la columna combustible, facilitándose las operaciones de armado y controles de las BC, incrementándose ligeramente el inventario de U.

Se efectuaron cálculos de simulación de comportamiento en diversas condiciones operativas para estimar los márgenes de seguridad del nuevo diseño y dimensionar el resorte y otros componentes internos de la BC. También se analizó la ubicación longitudinal de los patines. Nueve EC fabricados por RBU con un diseño similar, fueron irradiados satisfactoriamente en la CNA-I.

PROCEDIMIENTO ESTADISTICO PARA LA DETERMINACION DEL
DIAMETRO DE PASTILLA COMBUSTIBLE PARA EL ARMADO DE
BARRAS COMBUSTIBLES (BC) PARA LA CNE.

L. Alvarez, N. Lema, J.A. Casario
CNEA, Dpto. Combustibles Nucleares

El diámetro de la pastilla combustible (PC) a emplear en el armado de EC tipo CANDU-600, destinados al suministro nacional para la CNE se obtiene, para cada lote de vainas, a partir de los valores establecidos para el juego diametral PC-vaina en el diseño detallado del EC y de los diámetros interiores medidos de las vainas.

Se analizó la posibilidad de efectuar una caracterización estadística de los diámetros interiores de las vainas para la determinación del diámetro de la PC. De esta forma se evitaría la medición del diámetro interior del 100% de las vainas de cada lote y se simplificaría la organización de la fabricación de BC.

Los estudios y análisis efectuados permitieron demostrar que, sin una disminución de confianza en el cumplimiento de los juegos diametrales especificados, es posible calcular el diámetro de la PC a partir de las mediciones de diámetros interiores efectuadas sobre una muestra representativa de cada lote de vainas.

Se presentan los estudios y análisis así como los criterios y fundamentos teóricos y prácticos empleados para la adopción de este método estadístico para la determinación del diámetro de la PC.

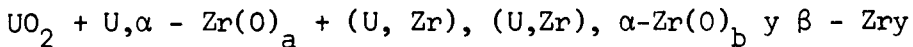
Se desarrolló el programa ESTAD en lenguaje FORTRAN para los fines indicados. Una aplicación típica del método es mostrada.

CODIGO PARA DESCRIBIR LA INTERACCION ENTRE UO_2 y ZIRCALOY EN EL RANGO DE TEMPERATURA 1000-1700°C.

A. Denis y E.A. García

Departamento de Materiales - Comisión Nacional de Energía Atómica.

Durante transitorios a alta temperatura (condiciones de accidente) la vaina de zircaloy de una barra combustible de un reactor nuclear de potencia puede interactuar químicamente con su entorno, en su superficie interna o externa. La oxidación externa de agua ha sido estudiada hasta los 1600°C. La interacción UO_2 /Zircaloy fue descrita en un modelo que tiene en cuenta sólo la difusión del oxígeno en las cinco fases que se forman durante dicha interacción:



En una primera aproximación un sistema infinito de difusión fue considerado para el cual se desarrolló una solución numérica. El próximo paso es transferir los resultados a un sistema de difusión finito.

El código resuelve la ecuación de difusión en las cinco fase, sin consideración de cambios de volumen.

El cálculo muestra algunas diferencias entre la solución analítica y la numérica relacionado con la posición de cada interfase, especialmente con: $\xi_3 = (U, Zr)/\alpha - Zr(O)_b$.

La inestabilidad encontrada en la interfase ξ_3 no es un problema numérico.

Esta inestabilidad puede ser entendida por un desplazamiento virtual de la interfase ξ_3 para el perfil de oxígeno propuesto en el modelo. El movimiento de las interfases $\xi_1 = UO_2/\alpha - Zr(O)_a$, $\xi_2 = \alpha - Zr(O)/(U, Zr)$ y $\xi_4 = \alpha - Zr(O)_b/\beta - Zry$ es estable, esto significa que ellas vuelven a la posición de equilibrio después de dicho desplazamiento, pero la interfase ξ_3 acelera su velocidad en la misma dirección del desplazamiento virtual asumido.

Con el propósito de resolver el problema, a la hipótesis original de que la velocidad de la interfase es controlada por la difusión de oxígeno, una ecuación conservativa para la masa de uranio ha sido agregada. Para mantener el sistema consistente con el balance de oxígeno a cada interfase, especialmente para un sistema finito de difusión, a la concentración de oxígeno en la fase (U, Zr) en contacto con la fase $\alpha - Zr(O)_b$ se le permite variar con el tiempo.

Con estas hipótesis la inestabilidad de la interfase ξ_3 desaparece y el código da una buena simulación de los resultados experimentados para condiciones isotérmicas. El código puede también ser usado para describir el comportamiento de la barra combustible durante un transitorio de temperatura y puede ser extendida su utilización a la interacción externa e interna del zircaloy.

"HIDROGÊNIO OCLUSO EM PASTILHAS DE UO_2 ."

O. Vega; H. Riella e K. Imakuma
Departamento de Processos Especiais
Instituto de Pesquisas Energéticas e
Nucleares
São Paulo - Brasil

No presente trabalho, estuda-se a procedência do hidrogênio ocluso nas pastilhas de UO_2 , combustível nuclear para reatores de água leve, após o processo de sinterização. A presença de hidrogênio nas mesmas é normalmente atribuído ao processo de sinterização onde são submetidas a uma atmosfera redutora à base de hidrogênio e a uma temperatura da ordem de $1700^{\circ}C$. O presente estudo foi realizado em dois lotes de pastilhas de UO_2 produzidas de forma idêntica com exceção das atmosferas de sinterização, uma de argônio e outra de hidrogênio. O hidrogênio ocluso nas pastilhas, acima obtidas, foi extraído à vácuo em altas temperaturas e analisado por cromatografia gasosa. Teores de aproximadamente 5 ppm de hidrogênio ocluso foram obtidos em ambos os lotes. Este fenômeno é atribuído como decorrência da presença de moléculas de água e de hidretos residuais nas pastilhas de UO_2 e não provenientes da atmosfera redutora.

DETERMINACION DE HIDROGENO Y AGUA EN PASTILLAS DE UO_2 PARA ELEMENTOS COMBUSTIBLES DE POTENCIA

G. Thern, A. Marajofsky

Combustibles Nucleares - CNEA

El contenido de H_2 y H_2O en pastillas de UO_2 para elementos combustibles, es de importancia en el comportamiento de la Barra Combustible, incidiendo su aumento negativamente en la performance de la misma.

El contenido de H_2 está determinado por la porosidad cerrada y el tamaño de grano mientras que el contenido de H_2O fundamentalmente por la porosidad abierta de la pastilla. Estos parámetros microestructurales dependen de las características del polvo de UO_2 utilizado y el proceso de sinterización a que el mismo es sometido; de allí la necesidad de realizar medidas de estas impurezas para cada tipo de polvo utilizado por el productor de pastillas en condiciones similares a las de producción.

En el presente trabajo se caracterizan pastillas de distinta densidad según el contenido de las impurezas mencionadas.

Los resultados muestran que la relación entre densidad (o porosidad) y el contenido de hidrógeno (y H_2O) es lineal a partir de una densidad umbral.

Se observan las diferencias en contenidos de H_2 y H_2O en pastillas debidas a polvos de UO_2 , ex AUC, obtenidos por diferentes vías, así como los tiempos de saturación de los contenidos de H_2O en función de la densidad.

Los resultados permiten formular con mayores márgenes de seguridad los procedimientos de fabricación de EC e inclusive sugerir valores inferiores de densidad que aseguren contenidos mínimos de H_2 y H_2O .

ANALISIS DEL CONTENIDO DE HUMEDAD AMBIENTAL RETENIDA POR EL RECUBRIMIENTO DE GRAFITO EN BARRAS COMBUSTIBLES PARA LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE.

D.Braillard, S. Llorca, R. Olezza. Proyecto SUCOEM- Gerencia Desarrollo CNEA.

Las vainas de los elementos combustibles para la Central Nuclear Embalse llevan en su interior un recubrimiento de grafito de unos pocos micrones de espesor, con el objeto de disminuir la interacción pastilla-vaina y actuar secundariamente como barrera ante la corrosión que podría sufrir la vaina por parte de los productos de fusión durante su vida útil en el reactor.

Esta película interna se logra por inundado de la vaina y posterior escurrimiento de una suspensión coloidal, constituida por mezcla de polímeros y el resto es una solución de alcoholes, principalmente isopropanol.

Una vez escurrido el excedente de suspensión coloidal y evaporados al aire los solventes orgánicos, las vainas grafitadas son horneadas con el propósito que ocurran los cambios físico químicos en los polímeros, y así la película cubriente adquiera las propiedades finales requeridas en operación.

Dado que existe un contenido máximo total de Hidrógeno que puede contener una barra combustible para operar en forma segura, en el presente estudio se analiza la necesidad de conocer la cantidad de este elemento aportado por la humedad atmosférica al contenido total de hidrógeno así como la necesidad de guardar las vainas en una estufa una vez grafitadas y horneadas hasta ser utilizadas en las etapas siguientes de carga y sellado de las barras.

ANALISIS MECANICO-METALURGICO DE LAS SOLDADURAS DE ENSAMBLE DEL
ELEMENTO COMBUSTIBLE PARA LA CENTRAL EMBALSE

J. Valesi, R. Martínez, E. Carella, D. Peresas, D. Balzaretti- CNEA
Proyecto SUCOEM, Departamento Materiales

Una de las características de Calidad del elemento combustible (Embalse (e.c.)) está dada por la rigidez estructural del ensamble, para lo cual se requiere una gran confiabilidad en las uniones soldadas b.c.-grillas. Las soldaduras se realizan mediante el proceso de soldadura por resistencia eléctrica con proyección. La unión se genera por un ciclo de termoformado de 40 a 50 milisegundos de duración obtenido con corrientes de soldadura entre 3800 A y 4200 A y deformaciones localizadas en las zonas de soldadura de 0,25 mm a 0.35 mm (medidas con acortamiento).

Durante la serie de fabricación de los primeros 50 e.c. se efectuaron 150 soldaduras testigos b.c.-grilla en condiciones análogas a las de producción, analizándose las mismas en forma destructiva. Se efectuaron metalografías y un ensayo mecánico de rotura por torque sobre la totalidad de las probetas.

Las soldaduras resultaron con excelente calidad metalúrgica, de granos finos y sin zonas de discontinuidad metalúrgica. La resistencia mecánica de ruptura al torque de cada soldadura b.c.-grilla es de 11,3 Nw.m, con una excelente confiabilidad, dada por $G = 1,1$ Nw.m.

Para corroborar los datos y valores obtenidos con las muestras testigos, se realizaron ensayos destructivos sobre dos e.c. de la serie. Obteniéndose una perfecta correlación entre ambos ensayos, corroborándose la similitud de valores en los e.c. de serie y las muestras testigos. Pudiendo demostrar "in situ" la elevada resistencia estructural del ensamble, dada por las soldaduras b.c.-grilla.

SELECCION DE LA ATMOSFERA INTERNA HELIO-ARGON EN BARRAS COMBUSTIBLES
PARA ELEMENTOS DE LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE.

D.Braillard, S.Llorca, R.Olezza. Proyecto SUCOEM- Gerencia de Desarrollo CNEA.

La fabricación de una barra combustible debe asegurar, como uno de los requisitos principales, su estanqueidad. En el proceso de producción existen varias etapas en que tal estanqueidad puede no lograrse o resultar afectada.

La solución ususal para detectar la presencia de fuentes de fuga, tales como fisuras, poros, oroficios, etc; consiste en presurizar la barra con gas Helio y poner de manifiesto las eventuales fallas a través de la detección de fugas por espectrometría de masas.

Las dificultades en la provisión y el alto costo del Helio, han motivado el estudio de la factibilidad de reducir su consumo en la fabricación de combustible para la Central Nuclear Embalse. A tal fin se han analizado las implicancias de reducir al mínimo el contenido de Helio en el gas de llenado de la barra combustible, recurriendo al Argón para mantener el grado de presurización necesaria.

En este trabajo se describe la sistemática seguida para seleccionar una relación adecuada Helio-Argón, que contempla tanto las necesidades del proceso de fabricación como las de asegurar el nivel de sensibilidad y confiabilidad del método de detección de falla de estanqueidad,

ESTACION SUBACUATICA DE INSPECCION VISUAL Y METROLOGIA DE
EC CANDU EN PILETA DE DEPOSITOS DE LA CNE.

G. Ruggirello, A. Zawerucha, D. Mielnicki, V. Pozzatti,
E. Castagnari - CNEA, Dto. Combustibles Nucleares

Visto la necesidad de la observación posirradiación de EC CANDU, para su caracterización en servicio, detección y tipificación de fallas para la posterior evaluación de su performance, se realizó una estación sub-acuática a tal fin.

La misma permite la visualización íntegra del FC en su corona exterior y grillas laterales de soporte, pudiéndose realizar una evaluación genética de su macroestructura superficial, estado de soldaduras, corrosión, interacción pastilla-vaina, estado de materiales estructurales, etc.

Se presenta una descripción del equipo, instalación y aparatos utilizados y se muestran fotografías de elementos combustibles irradiados.

Se presentan también los resultados de la metrología axial de un "Dummy", por medio de esta estación subacuática y se compara con los datos obtenidos en fábrica, a fin de calificar la exactitud del método, estando en ejecución mediciones sobre los EC irradiados para la determinación de elongaciones y/o deformaciones en función de su irradiación.

O DESENVOLVIMENTO DE COMBUSTÍVEIS ALTERNATIVOS PARA CENTRAIS PWR

P.E. Cardoso, R.A.N. Ferreira, W.B. Ferraz, F.S. Lameiras, A. Santos, G. Assis.

Empresas Nucleares Brasileiras S/A - NUCLEBRÁS

W. Doerr, E. Werner

Kraftwerk Union AG

A utilização de ciclos alternativos de combustível em reatores a água pressurizada, tais como Th/U e Th/Pu, permitirão uma melhor utilização das reservas de urânio, sem que haja necessidade de se desenvolver novos conceitos de reatores nucleares de potência. O desenvolvimento da tecnologia de combustível alternativos é um do "Programa de Utilização de Th em PWR", celebrado entre a NUCLEBRÁS/CDTN e o Centro Nuclear de Juelich, a KWU e a NUKEM.

Este trabalho, relata resumidamente os resultados já obtidos no processo de fabricação de combustível, descrevendo-se a fabricação de pastilhas-combustível a partir de microesferas de óxidos mistos de Th/U ou Th/Pu, o processo de especificação do combustível ao mesmo nível do atual combustível à base de urânio, o processo de fabricação em escala piloto e o programa de garantia da qualidade correspondente.

CAPACIDAD ARGENTINA DE SUMINISTRO INTERNACIONAL DE EC PARA REACTORES DE INVESTIGACION

D.R.Giorsetti, J.O.Gómez, E.E.Perez
CNEA, Dto Combustibles Nucleares

La necesidad de tener que desarrollar elementos combustibles (EsCs), con uranio enriquecido al 20% en U^{235} en lugar de 90% de U^{235} , para satisfacer las necesidades de nuestros reactores de investigación, con el objetivo fundamental de no producir en lo posible ningún cambio del reactor y de la configuración del núcleo, trajo aparejado estudios de diseño e ingenieril de los Elementos Combustibles y del reactor, el desarrollo de los procesos de obtención del material base y de fabricación de los EsCs, la instalación de una nueva planta de fabricación industrial y la capacitación del personal de cada una de estas áreas. Todas estas realizaciones, unidas a la factibilidad de enriquecimiento de uranio en el país, aseguran la capacidad argentina para el suministro de EsCs (tipo placa) para todo tipo de reactor de Investigación y Desarrollo.

Este trabajo tiene por objeto demostrar la capacidad técnico-económica de Argentina para asumir el suministro de Elementos Combustible en el mercado internacional.

PROYECTO DEL REACTOR RU-2: EL PROBLEMA DE LA SELECCION DEL TIPO DE COMBUSTIBLE.
CENTRO TECNOLÓGICO NUCLEAR DE LA COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA DE LA REPUBLICA ORIENTAL DEL URUGUAY.

LUIS A. LOUREIRO
COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

El presente trabajo fue realizado con el proposito de documentar tecnicamente la seleccion del combustible a emplear en el reactor de investigaciones de 2Mw termicos, tipo piscina, que constituiria una de las instalaciones del Centro Tecnológico Nuclear.

Se presenta el problema de la obtencion de los diferentes elementos combustibles a la luz del grado de enriquecimiento en el isotopo fisil U-235.

Ante el problema de las salvaguardias internacionales, se detalla una solucion para evitar el uso de uranio altamente enriquecido, mediante los combustibles de alta densidad, destacandose la posicion de la Argentina a la cabeza de los resultados de la irradiacion de miniplacas en Oak Ridge.

Se detallan los requerimientos del combustible para cumplir con los objetivos del reactor, tomandose en consideracion los elementos que permitan calificar al fabricante.

Se establece una comparacion entre los elementos tipo MTR, Caramel, Cerca y Irida, enumerandose las ventajas de cada uno.

En las conclusiones se destacan las condiciones que debe reunir el combustible, en relacion con las caracteristicas tecnicas y la posibilidad de participacion de mano de obra local en el proceso de fabricacion y ensayos.

En el transcurso del estudio se toma en consideracion la necesidad de que se asegure convenientemente la provision del combustible sin perjuicio de la politica internacional y en especial se considera la conveniencia de que el mismo pueda ser manufacturado por distintos proveedores.

RELACION ENTRE EL PROCESO DE PRODUCCION Y LA SINTERABILIDAD
EN POLVOS DE UO_2 (EX AUC), PRODUCIDOS POR DISTINTAS VIAS

D. Marchi, J. Colom, G. Loyva, D. Fernandez, A. Marcjofsky-
CHEA, Dto. Combustibles Nucleares

La sinterabilidad de polvos de UO_2 , producidos por la vía agua y la vía nitrato es diferente menor en la primera.

En este trabajo se muestra que la sinterabilidad se encuentra en relación directa con la porosidad de menor diámetro según se obtiene en mediciones de porosimetría por intrusión de mercurio. El desplazamiento de la población de este tipo de porosidad con el proceso de pre-prensado mejora la sinterabilidad. Las diferencias en tamaño medio de las poblaciones de este tipo de porosidad en los polvos producidos por distintas vías explicarían las diferencias de sinterabilidad observadas.

Por otra parte la porosidad de los productos de la descomposición del AUC producido, muestra diferencias sistemáticas a distintas temperaturas de calcinación lo que indica que la razón de estas diferencias hay que buscarlas en el proceso de precipitación y por lo tanto en los efectos de la operación de dicho proceso en cada vía sobre el cristal de AUC precursor del UO_2 .-

AVANCE EN EL DISEÑO Y CONSTRUCCION DE LA PLANTA PARA LA PRODUCCION DE POLVO U_3O_8 .

N. Boero, C. Parodi, G. Leyva, J. Celora, A. Marajofsky - CNEA,
Dto. Combustibles Nucleares

En base a los requerimientos especificados de polvo de U_3O_8 enriquecido al 20% para EC de bajo enriquecimiento, se describe el rediseño y adaptación de instalaciones, elección de materiales, métodos de extracción y precipitación, así como los métodos y sistemas de control de procesos y control de accidentes.

Durante la instalación se simuló el proceso desde la etapa de precipitación permitiendo el ajuste de parámetros relacionados con la morfología y distribución de tamaños del polvo, así como los límites de impurezas permitidos.

REFINACION DE CONCENTRADOS URANIFEROS:
DETERMINACION DE CONDICIONES OPTIMAS

AMENDOLARA, M.; AÑASCO, R.; BATISTONI, A.M.L.G.; DE LA FUENTE, M.;
GOMEZ, P.E.; GONZALEZ, A.; MELIA, E.

Departamento Desarrollo de Procesos. Gerencia de Desarrollo. C.N.E.A.

El objeto de este trabajo es presentar los estudios realizados en las diferentes etapas del proceso de refinación de concentrados de uranio para obtener soluciones de nitrato de uranilo pureza nuclear, a partir de las cuales se obtiene el uranil tricarbonato de amonio (AUC), producto precursor en la fabricación del polvo de UO_2 .

El tratamiento de los concentrados comerciales (yellow cake) por disolución y maduración de la sílice coloidal permite obtener una solución de nitrato de uranilo impura, la que por un tratamiento de refinación por solventes adquiere el grado de pureza nuclear requerido.

Se determinaron las condiciones óptimas operacionales en la etapa de disolución, las que comprenden temperatura de ataque, relación concentrado/ácido nítrico como así también los tiempos de ataque y maduración. En la etapa de refinación por solventes, la cual comprende los sectores extracción, lavado y reextracción, se determinó para cada caso el número de etapas, las relaciones de fase y los tiempos de separación de fases. Las experiencias fueron realizadas en equipos a escala de laboratorio y planta semipiloto.

La experiencia adquirida en el tema permitió compartir la responsabilidad en el ensayo de puesta en marcha de la planta de refinación de uranio en el Complejo Fabril Córdoba como así también elaborar los correspondientes manuales de control analítico y de operación.

EVALUACION DE PERFORMANCE DE LOS COMBUSTIBLES DE LA CENTRAL ATUCHA-I ANTE EL CAMBIO DE ESTRATEGIA DE RECAMBIO.

Ma.I.López Pumarega, E.E. Pérez, - CNEA, Gerencia Desarrollo - Dpto. Combustibles Nucleares

A fin de planificar la gestión de recambio de elementos combustibles en el reactor Atucha I, el núcleo se divide en zonas de recambio con un determinado rango de quemados en cada una. Los tiempos de residencia de los elementos combustibles serán función de la distribución de flujo neutrónico y el grado de quemado de los mismos. Dichas zonas se numeran desde el centro del núcleo hacia la periferia.

A mediados de 1982, la Central Nuclear Atucha-I cambió paulatinamente la estrategia de manejo de combustibles, pasando de considerar el núcleo dividido en cuatro zonas de recambio, a las tres zonas actuales.

Con cuatro zonas, el quemado de extracción promedio era de 5800 MWd/tU. Con el núcleo actualmente dividido en tres zonas, los combustibles ocupan tres posiciones dentro del núcleo, alcanzando un quemado de extracción promedio de 6000 MWd/tU.

En el presente trabajo se consideraron lotes de combustibles que siguieron las dos diferentes gestiones de recambio arriba mencionadas analizándose, con el uso del programa PUMA, los rangos de velocidades de quemado para las diferentes zonas y los cambios o rampas de potencia que soportan los combustibles en cada caso, a los fines de determinar la mayor o menor sollicitación de los mismos frente a este cambio de estrategia.

O PROCESSO DE ENRIQUECIMENTO ISOTÓPICO DO URÂNIO PELO JATO CENTRÍFUGO
E SUAS PERSPECTIVAS INDUSTRIAIS

J. W. C. Dias.

Empresas Nucleares Brasileiras S/A - NUCLEBRÁS

A separação isotópica do urânio pelo processo de jato centrífugo é uma das tecnologias alternativas aos processos já reconhecidos da difusão gasosa e da ultra-centrifugação. A tecnologia do jato centrífugo se baseia na força centrífuga de um jato de UF_6 defletido num gás leve auxiliar. O processo foi demonstrado em escala piloto (usina piloto de Belo Horizonte) e no momento encontra-se em construção, em Resende, uma usina de demonstração, cuja finalidade é demonstrar sua viabilidade industrial. Enquanto isso, na Alemanha e no Brasil estão sendo projetados e testados sistemas mais avançados de separação que visam aprimorar o processo de jato centrífugo.

FABRICACION DE POLVO DE UO_2 PARA COMBUSTIBLES DE POTENCIA CON TECNOLOGIA NACIONAL

I. DYMENT - C.N.E.A.

El actual suministro de polvo de UO_2 apto para la fabricación de combustibles nucleares de potencia deberá ser incrementado en el momento de iniciarse la fabricación de combustibles para la tercera central, Atucha II.

En la actualidad el óxido de uranio utilizado en la elaboración de los elementos combustibles para Atucha I y Embalse es producido y provisto por el Complejo Fabril Córdoba.

Este UO_2 es fabricado en una línea adquirida a la firma Reaktor Brennelement Union de la República Federal de Alemania, cuya capacidad es de 150 T/año. Obviamente esta cantidad no alcanzará a cubrir las necesidades de las 3 centrales.

Por esta razón se está trabajando intensamente en el C.F.C. en desarrollar un proceso de fabricación de polvo de UO_2 que complemente en el futuro la producción actual.

Este trabajo se realiza dentro del marco de un Proyecto denominado "Fabricación de polvo de UO_2 con Tecnología Nacional".

En el presente trabajo se expondrá la filosofía adoptada y los ensayos que se realizan para asegurar la calidad de la materia prima obtenida en esta segunda línea.

REPROCESAMIENTO DE COMBUSTIBLES NUCLEARES ¿POR QUE?

Ferdy Kaufmann

TECHINT S.A.

Gerencia de Proyectos Nucleares

Departamento de Investigación y Desarrollo

En este trabajo se analiza el reprocesamiento en sus implicaciones con respecto a la conservación de recursos energéticos, la seguridad a corto y largo plazo, la ecología, el costo de la energía eléctrica, las perspectivas del comercio exterior y las salvaguardias contra la proliferación de armamento nuclear.

Se analizan las tres políticas que se pueden concebir para resolver el problema que presentan los elementos combustibles descargados de los reactores:

- 1.) Política de almacenamiento permanente y sin reprocesar de los elementos combustibles agotados.
- 2.) Política de almacenamiento provisorio hasta el advenimiento de los reactores de segunda generación.
- 3.) Política de reprocesamiento temprano.

Se concluye que el reprocesamiento temprano, dada la escala del primer plan nuclear argentino, es la política más conveniente dentro de las limitaciones económicas y de tiempo que nos impone el desarrollo de la tecnología necesaria.

PROGRAMA DE VIGILANCIA PARA RECIPIENTES DE PRESION EN REACTORES TIPO PHWR.

D. Jinchuk - M. Mondino

Departamento de Materiales - Gerencia de Desarrollo - C.N.E.A.

Se presentan las diferencias fundamentales entre los programas de vigilancia (PV) del material del recipiente de presión de reactores LWR y PHWR del tipo utilizado en CNA I y CNA II, especialmente en lo referido a los problemas creados por la desfavorable posición de las probetas testigo en los reactores PHWR.

El análisis de los resultados obtenidos hasta el momento en el P.V del recipiente de presión de CNA I muestra la importancia de la participación nacional en la realización y evaluación del PV, no solo por el ahorro de divisas, sino porque permite la obtención de información propia que permite definir el tiempo de vida útil de la central.

Tomando en cuenta la experiencia del programa de vigilancia de la CNA I y los avances de los últimos años en conceptos fractomecánicos, se discute una propuesta para la concreción del PV de la CNA II en el país.

TRANSFORMACION MARTENSITICA INDUCIDA POR DEFORMACION EN EL ACERO INOXIDABLE 304.

R. Versaci, P. Alvarez y A. Hey.

Departamento Materiales - CNEA

La transformación martensita $\gamma \rightarrow \alpha'$ en el acero inoxidable 304 fue inducida por deformación para distintas temperaturas y grados de deformación.

La microestructura resultante se estudió utilizando microscopía electrónica de transmisión observándose que la nucleación de los embriones de martensita α' tienen lugar en la intersección de bandas de deformación. Además a temperaturas del orden de los -70°C se han observado zonas de martensita asistida por deformación.

La cinética de la transformación fue analizada utilizando el formalismo propuesto por Olson y Cohen determinándose que la energía de falla del material no tiene una importancia fundamental en la cinética de la transformación.

INFLUENCIA DE LA TEMPERATURA SOBRE ENDURECIMIENTO SUPERFICIAL DE ACEROS INOXIDABLES AUSTENITICOS.

A. Hey*, P. Alvarez*, R. Versaci*, J. Antiquera Muñoz**

* Dto. Materiales - CNEA

** Facultad Ingeniería. Universidad de Magallanes

Se analiza la influencia de la temperatura en el maquinado por arranque de viruta en aceros inoxidable austeníticos de uso nuclear (304).

Los ensayos se realizan a diferentes temperaturas, mantenidas en un baño líquido con constante las condiciones de maquinado (avance y profundidad de pasada).

El daño introducido y la transformación martensítica sub-superficial se cuantifica a través de métodos destructivos y no destructivos, se comparan los resultados con procesos de deformación homogénea, como tracción o laminación y se hacen comentarios sobre la incidencia del fenómeno en procesos industriales de maquinados.

ESTUDIO DE LA ANISOTROPIA DE LA TERMOFLUENCIA EN UNA CHAPA LAMINADA DE CIRCONIO.

M. Resta Levi, C. Rodríguez, J. C. Almagro

Proyecto Planta Piloto Fábrica de Aleaciones Especiales,
Gerencia de Procesos Químicos, C.N.E.A.

La anisotropía mecánica del circonio y sus aleaciones ha sido estudiada extensivamente en la última década, a través de ensayos donde intervienen simultáneamente varios sistemas de deslizamiento de dislocaciones en la deformación.

El presente trabajo se propone investigar aspectos de la anisotropía a la termofluencia, controlada por deslizamiento de dislocaciones, en una chapa texturada de circonio. Se escogió para ello un ensayo de corte, con el fin de reducir el número de sistemas activos en la deformación.

Se diseñó y construyó una máquina de ensayos de termofluencia por corte con temperatura de trabajo de hasta 500°C, tensión de corte de hasta 100 MPa, atmósfera de argón, registro continuo de la deformación y la temperatura, y con la posibilidad de aplicar una tensión normal al plano de corte de hasta 40 MPa.

Las probetas de ensayo son prismas de 4x4x6,4 mm³ con un volumen de deformación de menor sección, en la parte central, determinado por dos entalladuras de 0,6 mm de altura.

El material en estudio es una chapa de circonio, de pureza nuclear, laminado en frío un 53% y recocido en vacío durante dos horas a 720 °C. Las probetas se fabricaron en distintas orientaciones respecto de la chapa, de manera de ensayar el corte sobre los planos transversal, longitudinal, y de laminación, en dos direcciones normales en cada uno de ellos.

Los ensayos preliminares se realizaron en atmósfera de argón, a una temperatura de 400 °C, aplicando una tensión de corte de 47 MPa, sobre el plano transversal, en las direcciones normal y transversal. Los resultados muestran que la dirección normal es mucho más resistente que la transversal. Se presenta el equipo de ensayo y los resultados preliminares.

SISTEMA DE ALTO VACIO DEL ACELERADOR DE IONES PESADOS TANDAR

N.Fazzini, H.González, J.M.Riso

Dto. de Física - Div. Ingeniería
Comisión Nacional de Energía Atómica

Como en todos los aceleradores de partículas, el haz de iones se desplaza dentro de un "tubo" en el cual se mantiene alto vacío, que en este caso se mide en el rango de 10^{-8} mbar.

Cabe destacar que gran parte de este tubo o "línea de haz" se encuentra inmersa en una atmósfera gaseosa con una presión variable que puede llegar a 10 atm, debiéndose en todo caso mantener las condiciones de estanqueidad del sistema.

La obtención de presiones de este orden implica la aplicación de técnicas y metodologías muy especializadas, por lo cual en este trabajo se hará primeramente una descripción del sistema, detallando las dimensiones del mismo, materiales utilizados, tipos de cierre, etc.

Otro aspecto importante del trabajo es el que se refiere al detalle de las estaciones de bombeo y la forma de operación de las distintas bombas de vacío utilizadas.

En la obtención de bajas presiones residuales existe una serie de fenómenos físicos que se describirán someramente a fin de una mejor comprensión del tema.

Finalmente, habrá un capítulo destinado a detallar las técnicas de detección de pérdidas y el análisis y cuantificación de las mismas. Se incluirá aquí una descripción de los equipos de detección utilizados en nuestro caso.

También se mencionarán los diferentes sistemas de medición de presión con que cuenta el sistema, incluyendo el análisis cualitativo y cuantitativo de los gases residuales.

SEPARACION DE ISOTOPOS
UTILIZACION DE RELLENOS REGULARES PARA LA
OBTENCION DE AGUA PESADA VIA DESTILACION

Zvonko Spekuljak

INGAR - CONICET

La obtención de Agua Pesada grado reactor (99,8%) a partir de agua natural se hace en gran medida mediante una combinación de métodos tales como el intercambio isotópico y la destilación, determinados en función de variables de decisión de tipo económicas.

La destilación es muy utilizada para obtener, a partir de enriquecimientos intermedios, la concentración final grado reactor. En virtud de tratarse de separación de isótopos, las fuerzas impulsoras a la transferencia de materia son chicas, lo que impone condiciones extremas. Los equipos convencionales de separación térmica de sustancias resultan inadecuados para este tipo de tareas, requiriéndose volúmenes (y longitudes) extremadamente grandes de columnas, ya sea de platos o de relleno convencional, con lo cual se vuelve muy desfavorable la economía térmica del proceso.

Como la separación se lleva a cabo a presiones reducidas, a fin de mejorar las condiciones, las dos variables claves de una columna son el gradiente de presión a lo largo de la instalación y la irrigación de los elementos de contacto líquido-gas.

Estos elementos, del tipo de rellenos regulares, se diseñan sobre la base de obtener bajos gradientes de presión, mantener altas superficies de intercambio líquido-gas, a bajos caudales líquidos (estabilidad hidrodinámica), y con ello lograr separaciones isotópicas Agua-Agua Pesada en instalaciones de órdenes de magnitud menores respecto a las convencionales.

En el trabajo se expondrán algunos detalles respecto a este relativamente nuevo desarrollo, que si bien para el uso específico aquí citado tiene ya más de dos décadas, se está difundiendo a otras ramas, y tal como ocurrió en otros casos, una necesidad del sector nuclear impone desarrollos de frontera que luego se revierten a otros usos, más generales, a medida que las condiciones del entorno así lo indican (por ejemplo, el alto costo relativo de la energía favorece este tipo de equipamiento en todos los usos).

SISTEMA EXPERIMENTAL PARA DETERMINAR LA DISTRIBUCION ENTRE VAPOR Y AGUA DE ADITIVOS Y CONTAMINANTES

R. Crovetto, R. Fernández Prini y E. Rozenwasser.
Departamento Química de Reactores - CNEA

La presencia de aditivos químicos y descontaminantes disueltos en la fase vapor son de gran importancia para evaluar la integridad de los distintos componentes que conforman el ciclo vapor-agua en el circuito secundario. Por ello se ha decidido contar con un sistema experimental para determinar los coeficientes de distribución de dichos componentes.

A tal efecto se encaró el diseño y construcción de una celda que permita realizar mediciones hasta las cercanías del punto crítico del agua.

Este arreglo experimental está diseñado como para que se pueda muestrear la fase líquida y gaseosa sin perturbar el equilibrio. Para esto hubo que hacer desarrollos experimentales para realizar la operación de muestreo evitando la condensación.

Se controla la temperatura en distintos puntos de la celda para conocer la distribución de temperatura en el equipo y evitar zonas frías de condensación.

Esta facilidad podrá ser utilizada para medir la distribución en fase gaseosa de aditivos y contaminantes volátiles (aminas, CO_2 , amoníaco) y no volátiles (ácidos grasos, cloruros, sulfatos) normalmente presentes en sistemas de generación de vapor.

Los ensayos de operación se realizaron con amoníaco en agua.

DETERMINACION DE LA ISOTOPIA DE BORO EN MUESTRAS DE H_3BO_3 POR SSMS

R.F. Cretella, R.A. Lukaszew, J.G. Marrero y C.J. Noutary

Departamento Química, Gerencia de Desarrollo, Dirección Investigación y Desarrollo. Comisión Nacional de Energía Atómica.

La necesidad de detectar el grado de quemado del boro por irradiación neutrónica de muestras de H_3BO_3 , llevó al diseño de un método simple y de adecuada precisión y exactitud, mediante la técnica de espectrometría de masas por chispa de radiofrecuencia pulsada (SSMS).

Se estudió la forma de muestra más adecuada y de obtención rápida para confeccionar los electrodos, teniendo en cuenta su adherencia al soporte, su fragilidad y su homogeneidad. Ello condujo a la transformación del H_3BO_3 en $K_2B_4O_7$.

Se buscó la oclusión de una sal con catión común (por el requerimiento de homogeneidad del electrodo resultante) que contuviese algún elemento adecuado para la calibración de la fotoplaca, de acuerdo con el método de Churchill. Esta resultó ser el KCl, puesto que los isótopos del cloro tienen una relación de abundancias satisfactoria.

Se analizaron muestras de H_3BO_3 de isotopía natural, con y sin tratamiento previo de pasaje por columnas de intercambio iónico.

Se procesaron los datos obtenidos con el procedimiento habitual de cálculo realizando la representación celidométrica con proyección a 45° de los valores obtenidos y depurando los valores aberrantes. Se calculó la relación isotópica promedio con su correspondiente indeterminación. El factor de corrección por exactitud obtenido indicó la necesidad de trabajar con una muestra de referencia en las determinaciones del grado de quemado.

Con el objeto de mejorar la precisión y exactitud de los resultados se realizaron modificaciones en la confección de los electrodos y en el procedimiento de cálculo, consiguiéndose llevar la precisión habitual de la técnica a la mitad (5 %). La considerable mejora en la exactitud (en un orden de magnitud), determinó que con el nuevo esquema de trabajo propuesto podía obviarse la presencia de una muestra de referencia en cada placa, permitiendo además minimizar la cantidad de muestra necesaria para el análisis (2 mg de H_3BO_3).

DETERMINACION ESPECTROMETRICA DE URANIO EN MENAS Y SOLUCIONES CON TAAP

G.N. Bianco de Salas y R.J. Correia

Departamento Química, Gerencia de Desarrollo, Dirección Investigación y Desarrollo. Comisión Nacional de Energía Atómica.

El método anteriormente estudiado en nuestros laboratorios para la determinación espectrométrica de uranio con 2-(2-tiazolilazo)-5-dietilaminofenol (TAAP), se modificó para aplicarlo al análisis de menas y líquidos del procesamiento de éstas.

La medición espectrométrica fue precedida por una etapa separativa (extracción líquido-líquido con solución de fosfato de tri-n-butilo en éter de petróleo, de una solución acuosa adicionada con ácido nítrico-nitrato de sodio) dada la presencia, en estos casos, de cantidades importantes de elementos concomitantes.

Una profundización del estudio de interferencias mostró que, para minerales del tipo de los analizados, es suficiente formar el complejo coloreado sobre una alícuota de la fase orgánica, sin agregado de complejantes.

El estudio del método se completó con la determinación de la relación colorante-uranio, el cálculo de la constante de formación aparente del complejo y el de su absorptividad molar, para una relación complejo-metal de 2:1.

El ámbito de aplicabilidad está comprendido entre $2,5 \times 10^{-6}$ y $1,2 \times 10^{-4}$ g U ml⁻¹ de muestra acuosa original.

Los resultados se compararon satisfactoriamente con los obtenidos por los métodos: a) espectrométrico con 2,2'-difetil propanodiona y b) separación cromatográfica y titrimetría.

SISTEMA ESPECTROMETRICO PARA LA DETERMINACION DIRECTA Y SIMULTANEA DE ELEMENTOS QUIMICOS EN U_3O_8 Y EN CIRCONIO Y ZIRCALOY

A.J. Pérez Puissant*, A.L. Pazos*, M. Tomás**, D.A. Batistoni y O.O. Guido

Departamento Química, Gerencia de Desarrollo, Dirección de Investigación y Desarrollo. Comisión Nacional de Energía Atómica.

Se describen las características de un sistema instrumental para el análisis de diferentes materiales nucleares por espectrometría de emisión atómica. Está compuesto por dos policromadores provisto cada uno con una fuente de excitación: arco de corriente continua y descarga capacitiva pulsada. El control de ambos espectrómetros, el procesamiento de datos y la presentación de resultados analíticos por terminal impresora se efectúa mediante un sistema de computación único. Este último dispone además de un sistema auxiliar de computación como respaldo.

Se mencionan y describen brevemente programas de computación provistos con el instrumental.

Para la determinación de impurezas en U_3O_8 se aplicó un método de excitación por arco de corriente continua, utilizando portador halo genado. Las condiciones de operación (intensidad de corriente de arco, tiempo de integración) se establecieron con la ayuda de un programa que permite obtener automáticamente curvas de volatilización-excitación. La calibración analítica se efectuó utilizando patrones de U_3O_8 provistos por el New Brunswick Laboratory.

El análisis de circonio, por impurezas, y de Zircaloy, por aleantes e impurezas, se realizó sobre muestras metálicas. El modo de excitación fue una descarga unidireccional pulsada en atmósfera de argón. El policromador utilizado opera en vacío, lo que permitió el empleo de líneas espectrales de longitudes de onda inferiores a 200 nm. Los patrones usados para la calibración analítica fueron provistos por el N.B.S. y la compañía Wah-Chang.

Se presentan los ámbitos de concentración y la reproducibilidad obtenidos para la determinación de 16 elementos en U_3O_8 y 20 elementos de circonio y Zircaloy.

(*) Proyecto FAE. Gerencia Procesos Químicos

(**) Proyecto PPFAE. Gerencia Procesos Químicos

CONTROL ESTADISTICO Y APTITUD DE UN METODO ESPECTROMETRICO DE ANALISIS : DETERMINACION SIMULTANEA DE 16 IMPUREZAS EN U_3O_8

A.J. Pérez Puissant*, A.L. Pazos* y O.O. Guido

Departamento Química, Gerencia de Desarrollo, Dirección de Investigación y Desarrollo. Comisión Nacional de Energía Atómica.

El presente trabajo tiene por objeto evaluar un método desarrollado para la determinación espectrométrica directa y simultánea de 16 elementos químicos, al nivel de impurezas, en U_3O_8 .

Se presenta la metodología de trabajo utilizada y los resultados obtenidos, los cuales permiten establecer si el procedimiento está bajo control estadístico y calcular su índice de aptitud, como una medida de la calificación del método de análisis mencionado, para su ulterior empleo en el control rutinario de polvos y pastillas de UO_2 de pureza nuclear.

(*) Proyecto FAE. Gerencia Procesos Químicos

DETERMINACION CUANTITATIVA DE HAFNIO POR FLUORESCENCIA DE RAYOS X,
EN SOLUCIONES ACUOSAS-SULFURICAS Y ORGANICAS. APLICACION AL DESARRO-
LLO DE PROCESOS EN PLANTAS PILOTOS

Dora V.de Leyt y Carlos H.Colángelo

Departamento Química, Gerencia de Desarrollo, Dirección Investigación
y Desarrollo, Comisión Nacional de Energía Atómica

En la fabricación de la esponja de circonio una de las etapas más importantes es el dehafniado. La separación del circonio y hafnio por extracción del primero con aminas terciarias en medio ácido sulfúrico requiere el control químico de la distribución de dichos elementos para conocer la eficiencia del proceso separativo.

Se ha puesto a punto un método de análisis químico por fluorescencia de rayos X, para la determinación de hafnio en la fase acuosa-ácida, y en la orgánica constituida por trioctilamina, kerosene e isodecanol.

Teniendo en cuenta que en la etapa separativa el hafnio se distribuye preferencialmente en la fase acuosa, su determinación en la fase orgánica es particularmente dificultosa, por su presencia en muy bajas concentraciones, y la falta de sensibilidad de detección en el medio líquido correspondiente.

El análisis por fluorescencia de rayos X en las soluciones provenientes de plantas en escala piloto presenta la dificultad de adaptación a las soluciones originales, sujetas a numerosas variables propias de la programación de la planta que ensaya las condiciones óptimas para lograr sus objetivos, particularmente una máxima eficiencia, de separación.

Para unificar criterios de trabajo y agilizar el análisis por fluorescencia de rayos X, se ideó una sistemática de preparación de patrones de calibración, y muestras a analizar, que permite ser aplicada a todos los líquidos de planta, no importando las condiciones en que se encuentren, pues se unifican matrices en patrones y muestras de diferente índole.

Se logró llegar a un límite inferior de determinación de hafnio en medio acuoso de $0,01 \text{ g Hf.litro}^{-1}$ de solución, y en medio orgánico de $0,02 \text{ g Hf.litro}^{-1}$ de solución.

Se comparan estos resultados de fluorescencia de rayos X, con los obtenidos en determinaciones radioquímicas, por el agregado de hafnio radioactivo, y por vía química húmeda.

DETERMINACION DE HIERRO: SU USO EN EL CONTROL DE LA PURIFICACION DE PLUTONIO EN EL L.P.R.

A.E. Pierri y G.G. González

Departamento Química, Gerencia de Desarrollo, Dirección Investigación y Desarrollo. Comisión Nacional de Energía Atómica.

En el L.P.R. la solución de plutonio proveniente del segundo ciclo (partición) contiene como impurezas mayoritarias uranio, hierro y sulfato.

La separación de estos contaminantes se efectúa por resinas de intercambio iónico. En esta purificación debe controlarse estrictamente la eficiencia de la separación de alguno de estos iones, para optimizar los volúmenes y tiempos de las diversas etapas del proceso (fijación, lavado, elución).

En este trabajo se describe un método analítico para determinar hierro y los resultados de aplicarlo al control de soluciones que simulen los diversos puntos de operación.

Se empleó un método espectrométrico de absorción molecular utilizándose como reactivo cromogénico batofenantrolina (4,7-Difenil-1,10-fenantrolina) debido a su alta sensibilidad y posibilidad de separación por extracción siendo esto último de utilidad para su aplicación en recintos estancos.

Se realizaron experiencias para la selección del solvente óptimo y su relación de volúmenes con respecto a la fase acuosa. Se determinó asimismo la sensibilidad y precisión del método.

La aplicación de este método a las diferentes soluciones de proceso anteriormente mencionadas fue altamente satisfactoria.

CONTROL ANALITICO DEL DESARROLLO DE METODOS DE INMOVILIZACION DE RESIDUOS RADIOACTIVOS.

H. Alzabet, R. Crubellati, C. Devida*, N. Di Santo, G. Gil*, G.G. Gonzalez y R. Servant.

Departamento Química, Gerencia de Desarrollo, Dirección de Investigación y Desarrollo. Comisión Nacional de Energía Atómica.

Uno de los métodos de inmovilización de residuos radiactivos que se está ensayando en la CNEA es el de la vitrificación. Para su control es necesario contar con diversos métodos analíticos que permitan conocer la composición de la matriz vítrea donde serán incluidos tales residuos.

Para la selección de la técnica analítica a utilizar se usaron los siguientes criterios:

- exactitud y precisión altas pues se debía certificar la composición del vidrio elaborado.
- metodología simple evitando las técnicas clásicas tediosas consumiendo ras de tiempo.
- composición compleja de la muestra.

Los componentes analizados, su contenido y la técnica utilizada para cada uno de ellos se observan en la siguiente tabla:

COMPONENTE	CONTENIDO	TECNICA UTILIZADA
SiO_2	60 %	Volumetría redox indirecta
B_2O_3	10 %	Volumetría ácido base
Al_2O_3	5 %	Volumetría por formación de complejos
CaO	7 %	Volumetría por formación de complejos
TiO_2	4 %	Espectrometría de absorción molecular
MgO	4 %	Volumetría por formación de complejos
Fe_2O_3	0,1 %	Espectrometría de absorción molecular

En el presente trabajo se describen las diferentes técnicas, su desarrollo y las características generales en cuanto a precisión, exactitud y practicidad.

(*) Contr. TECHINT, Depto. Ing. de Plantas Químicas

DETERMINACION DE COMPONENTES METALICOS POR ESPECTROMETRIA DE LLAMA EN LA VITRIFICACION DE RESIDUOS RADIATIVOS.

D.A. Batistoni, R.O. Crubellati, N.R. Di Santo, S.N. Pérez San Martín y P.N. Smichowski

Departamento Química, Gerencia de Desarrollo, Dirección Investigación y Desarrollo. Comisión Nacional de Energía Atómica.

Los estudios relacionados con la inmovilización de residuos radiactivos mediante vitrificación incluyen dos etapas importantes:

- a) establecer la formulación adecuada de los vidrios que contendrán los desechos radiactivos.
- b) poner esos materiales en contacto con medios acuosos en condiciones enérgicas (lixiviación), similares a las que potencialmente podrían verse sometidos, con el objeto de estudiar la probable pérdida de productos de fisión. En particular los elementos cesio y estroncio son importantes por su solubilidad y elevado período de semidesintegración.

Para la realización de los controles analíticos necesarios en las etapas mencionadas, las técnicas de espectrometría de llama (absorción y emisión atómicas) resultan particularmente atractivas por su rapidez, especificidad y por no requerir separaciones químicas previas.

Los componentes metálicos de los vidrios estudiados se determiniaron previamente a la incorporación de los productos de fisión. Para ello se aplicaron diferentes procedimientos de solubilización, de los que resultó el más adecuado el ataque ácido con volatilización del silicio. Aluminio, calcio, hierro, magnesio, potasio, titanio, cromo, níquel, litio y cinc se determinaron por espectrometría de absorción atómica en tanto que la espectrometría de emisión en llama se utilizó para sodio. Técnicas similares se aplicaron a materiales conteniendo productos de fisión simulados, incluyéndose además las determinaciones de rubidio, bario, cesio y estroncio por espectrometría de emisión en llama.

Para los ensayos de lixiviación se establecieron las condiciones analíticas para la determinación de microcantidades de cesio y estroncio. En este caso fue posible estimar con precisión adecuada concentraciones del orden de $0,4 \mu\text{g}.\text{ml}^{-1}$ para ambos elementos.

Los métodos desarrollados resultan aptos para el control analítico de la tecnología de vitrificación y para la evaluación del comportamiento posterior de los materiales sintetizados.

DETERMINACION ESPECTROMETRICA DE MICROCANTIDADES DE CIRCONIO CON NARANJA DE XILENOL. APLICACION AL CAMPO NUCLEAR.

R. Crubellati y C. Devida*

Departamento Química, Gerencia de Desarrollo, Dirección de Investigación y Desarrollo. Comisión Nacional de Energía Atómica.

Se describe un método para la determinación de circonio en soluciones acuosas y orgánicas, basado en la medición de la absorción a 541,5 nm del complejo que forma el analito con el colorante 5', 5''-bis-[[bis-(carboximetil) amino] metil] - o-cresol sulfonftaleína (naranja de xilenol).

Las diferentes etapas del reprocesamiento de combustibles nucleares irradiados requieren el conocimiento de la concentración de circonio. Los métodos usualmente aplicados requieren una laboriosa separación química previa a la medición espectrométrica, hecho que los hace poco prácticos para su adaptación a recintos estancos.

En este trabajo, con un tratamiento especial, se eliminan las interferencias debidas a iones que forman también complejos con el reactivo cromogénico.

El colorante se utiliza en solución acuosa, y la absorbancia de la muestra se mide con respecto a la de una solución idéntica pero que contiene EDTA para enmascarar el circonio.

El límite de detección del método es de 50 ng.ml^{-1} , empleando celdas de 50 mm de paso óptico, y la desviación estándar relativa es de 1,5 % para 15 μg de circonio ($n = 7$).

(*) Contr. TECHINT, Depto. Ing. de Plantas Químicas

ANALISIS DE TRANSITORIOS EN REACTORES DE INVESTIGACION MEDIANTE EL USO DEL CODIGO "PARET".

A. Vertullo

C. N. E. A.

El PARET es un programa de cálculo que acopla un modelo de cinética puntual a un modelo termohidráulico unidimensional con realimentación continua de reactividad y permite el análisis de transitorios de pérdida de refrigerante y excursión de reactividad en reactores de tipo piscina , a baja presión y canales rectangulares.

La última versión del código ha sido desarrollada por ANL para efectuar un estudio comparativo de núcleos con distinto grado de enriquecimiento.

La CNEA ha participado en alguno de dichos estudios , que se presentan en este trabajo. Paralelamente, se realizaron una serie de cálculos empleando las correlaciones de transferencia de calor que mejor predicen las experiencias del SPERT I, con el fin de determinar el comportamiento y sensibilidad del código, frente a distintos transitorios y variando parámetros de entrada tales como; coeficientes de realimentación de reactividad, tiempo de generación de neutrones rápidos, fracción de neutrones retardados, temperatura de entrada al núcleo, caudal másico, etc...

Por último se realizaron estudios para analizar accidentes de excursión de reactividad y pérdida de caudal en los reactores RA-3, RP-10 y RA-2, obteniéndose resultados que concuerdan con las experiencias realizadas en el SPERT I y en el CABRI.

ANALISIS DE ACCIDENTES CON PERDIDA DE REFRIGERANTE EN LA
CENTRAL ATUCHA I.

Martín López de Bertodano - Pablo Serrano
Div. Termohidráulica -Dept. de Reactores
Comisión Nacional de Energía Atómica

En la evaluación de la seguridad de centrales nucleares el análisis de accidentes por pérdida de refrigerante (LOCAs: loss of coolant accidents) tiene especial importancia.

Se han desarrollado diversos códigos de cálculo que modelan las plantas y calculan el transitorio asociado a este y otros tipos de accidentes. Estos códigos fueron desarrollados para Reactores de Agua Liviana (LWR).

La Central Atucha I tiene su origen en ese tipo de reactores, pero su combustible y moderador particular determinan importantes diferencias.

La aplicación de un código para Centrales LWR a la Central Atucha I implica modificaciones que en este trabajo, se exponen junto con el análisis de dos accidentes postulados.

ANALISIS DE LA SALIDA DE SERVICIO DE UNA BOMBA DEL
SISTEMA DE TRANSPORTE DE CALOR DE LA CNE

O. Meneghelli

Comisión Nacional de Energía Atómica

El 6 de febrero de 1984 se produjo la parada de una de las bombas del Sistema Primario de Transporte de Calor (SPTC) de la CNE, seguida por stepback del reactor. Debido a bajo caudal se produjo, posteriormente la extinción del reactor. Este disparo fue producido por 2 de los 3 canales de seguridad del sistema de parada N° 1 (SDS # 1).

Se simuló este evento con el código FIREBIRD III y se interpretó porqué uno de los 3 canales de seguridad no produjo disparo. Se repitió luego este cálculo sin la presencia de la línea de balance entre colectores de salida; observándose su influencia.

Por último se analizó un hipotético caso de parada de bomba sin stepback con y sin la intervención de las válvulas de alivio líquido. En ambos casos el sistema comienza a oscilar por lo que es de esperar que el reactor para por señal de bajo caudal (o alta presión).

Además de interpretar el evento ocurrido en la CNE, este trabajo muestra la influencia de los componentes del sistema de control de masa y presión del SPTC, de la línea de balance y la presencia de las oscilaciones de caudal y presión en el comportamiento dinámico de la CNE.

ENFRIAMIENTO SIN BOMBAS DE LAS CENTRALES NUCLEARES ATUCHA I Y EMBALSE

S. Solmesky y D. Parkansky.
C.N.E.A.

El mecanismo de enfriamiento por convección natural de los reactores nucleares refrigerados por agua en condiciones de pérdida de las bombas principales se analizó en la CNA I y en la CNE.

Se describe las condiciones del proceso en ambas centrales y la relación entre los resultados teóricos esperados y la práctica real.

Las conclusiones que se extraen permiten deducir el comportamiento esperable de la temperatura de los circuitos primarios de refrigeración y la no afectación de la integridad de la vaina combustible al perderse la circulación forzada por bombas.

PROGRAMA DE MONITORAÇÃO AMBIENTAL
PARA INSTALAÇÕES NUCLEARES

Rudi G. Roenick *

Rodolpho N. Kreter **

* NUCLEBRÁS ENRIQUECIMENTO ISOTÓPICO S.A. - NUCLEI
Rio de Janeiro

** COMPLEXO INDUSTRIAL DE RESENDE - NUCLEBRÁS

O programa visa a determinar a área de maior impacto ambiental, considerando-se as diversas instalações do Complexo Industrial. Para o presente trabalho foi aplicado um modelo matemático, considerados os dados das regiões, após levantamento do uso de águas e terras da região. O trabalho, com início de 2 anos antes da operação da planta, é modificado com base nos resultados das análises ambientais.

Considerando que:

- as amostragens de ar foram significativas em termos comparativos com as medidas de dose integrada (TLD) e dose instantânea;
- as curvas comparativas das propriedades físico-químicas de águas no Ribeirão de Água Branca apresentam coerência;
- a rosa dos ventos determinada no ano de 1980, utilizando-se os dados da torre meteorológica do CIR, concorda com a do Serviço Nacional de Meteorologia;
- o comportamento de resposta de TLD e dose instantânea foram aquelas esperadas, ou seja, não há grandes flutuações entre os diversos pontos e, quando ocorrerem, o são para todos os pontos;
- foram efetuadas as análises nas matrizes previstas, no Programa de Monitoração ambiental;
- a curva máxima do índice pluviométrico, para o ano de 1980 se assemelha a de 30 anos, e que os valores máximos do ano de 1981 evidenciam um mesmo comportamento que de 1980;
- apesar de não haver número de dados suficientes de resultados das matrizes ar e água para uma análise de tendência, há, entretanto, número suficiente para apreciação de comportamento;

Foi possível, então, caracterizar as matrizes:

Ar, Água de Superfície, Água de Chuva, Água Potável, Solo, Vegetais e Sedimentos, Leite, Comportamento de Águas Subterrâneas em Níveis Gama Ambientais,

bem como detectar a direção predominante de ventos, e indicar uma área passível de maior impacto, como sendo a voltada para Queluz, abrangendo parte da região nordeste.

TASAS DE FUGA DE RECINTOS, RECIPIENTES Y EQUIPOS :
FACTORES DE PESO EN LA CLASIFICACION DE AREAS EN
INSTALACIONES RADIATIVAS RELEVANTES

René Alberto Deandreis
Eduardo Daniel Sanjurjo

Comisión Nacional de Energía Atómica
Departamento de Ingeniería de Plantas Químicas

La clasificación de condiciones de trabajo introducida por ICRP 26 encuentra su aplicación práctica en una correspondiente clasificación de áreas. Sin embargo, en algunas instalaciones resulta difícil realizarla sobre todo debido a las incertezas en la estimación de las dosis equivalentes resultantes de las exposiciones internas. Para estos casos, la introducción del índice de contaminación simplifica los problemas. Este último, conjuntamente con el índice de irradiación, proveen una base de diseño conceptual para la instalación. Para calcular el índice de contaminación, en cada local de la instalación, es necesario estimar las concentraciones probables de actividad en aire durante la operación normal de aquella. En el presente trabajo se describe un método de cálculo desarrollado para estimar las concentraciones de actividad en aire. Los factores determinantes para el orden de magnitud de aquellas son las tasas de fuga. El método de cálculo considera la fuga de sustancias radiactivas desde recipientes, equipos y recintos, y el establecimiento de un equilibrio entre la cantidad de sustancias que pasan al ambiente y su concentración en aire. En el presente trabajo se incluyen los parámetros considerados, las fórmulas de cálculo empleadas y los resultados obtenidos por la aplicación del método, para una instalación. En las conclusiones se resalta la importancia de prever durante la etapa de diseño, límites para las tasas de fugas de equipos y recintos, factores poco considerados hasta el presente.

SISTEMA DE PROTECCION RADIOLOGICA DEL PERSONAL
EN EL PROYECTO TANDAR

S.Tau, A.Ceballos, A.Filevich, C.Giménez, S.Nigro

Dto. de Física - Proyecto TANDAR
Comisión Nacional de Energía Atómica

Se describen los criterios de diseño con las distintas acciones que se toman, cada vez que se detecta la existencia de niveles de radiación peligrosos.

El edificio ha sido dividido en once zonas independientes, conteniendo cada una de ellas, tres subsistemas que interactúan entre sí. Uno es el de lógica de verificación, entendiéndose por ésto la certificación fehaciente de ausencia de personal. El otro, corresponde a los sistemas de detección de rayos gamma y neutrones, los cuales operan con un "cero vivo" para permitir diferenciar la situación de falla del detector. El tercero está referido a las acciones que se toman, señalizaciones, alarmas, etc.

El sistema ha sido diseñado en forma tal que va a un estado seguro ante fallas.

Se dispone de un panel semigráfico en la consola de control.

EVALUACION RADIOLOGICA DE DIVERSAS AREAS DEL ACELERADOR TANDAR

M.C.F.Q. de Galia¹⁾ - O.Bernaola²⁾

¹⁾ Proyecto TANDAR - ²⁾ Dto. Radiobiología
Comisión Nacional de Energía Atómica

Se presentan los resultados de la evaluación radiológica de diversas áreas del edificio del acelerador Pelletron 20UD del Proyecto TANDAR para las pruebas de aceptación de la máquina y las primeras experiencias previstas.

Se analizan los parámetros físicos relevantes y calculan las tasas de dosis equivalente en distintos puntos según el método propuesto por el informe NCRP N° 51 incluyendo una evaluación del efecto cielo (sky-shine) producido por retrodispersión de la radiación en la atmósfera.

DETERMINACION DE TORIO EN ORINA

N.O. BONINO, J.M. CAMPOS, C.A. MENOSSI y W.A. TRUPPA

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

La evaluación de la contaminación interna en trabajadores expuestos a riesgo de incorporación de torio se realiza fundamentalmente a través del análisis de su concentración en muestras de orina, por ser un indicador de la carga sistemática.

Los métodos espectrofotométricos disponibles para este tipo de muestras permiten detectar cantidades del orden del microgramo por litro, para lo que se exige purificación previa de la muestra.

La técnica desarrollada permite estimar 2 μg de torio por litro de orina sobre muestras mineralizadas por vía húmeda y purificadas en columnas capilares con ácido di(2 etil hexil) fosfórico (HDEHP), diluido en tolueno. El torio retenido luego es arrastrado con isopropanol y determinado espectrofotométricamente con Arsenazo III en medio clorhídrico.

Las muestras son analizadas paralelamente en un sistema similar de purificación cromatográfica utilizado para liberar interferentes de la orina y se estima la actividad alfa total por centelleo líquido con discriminación por forma de pulso, con lo que se logra un límite de detección de 0,4 pCi/l en muestras de 250 ml.

La metodología usada presenta especiales ventajas en cuanto a la facilidad y rapidez de la operación y a la reducción de costos en la utilización de reactivos. Finalmente, se comparan los resultados obtenidos con otros métodos cromatográficos de fase invertida.

MEDICION DE BAJOS NIVELES DE ACTIVIDAD ALFA DE URANIO EN ORINA

J.M. CAMPOS, H. ALZABET, H.E. EQUILLOR y J.L. DI TRANO

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

La actividad alfa de uranio en orina es un dato comúnmente requerido cuando el trabajador se encuentra expuesto a riesgo de incorporación con mezclas de distintos grados de enriquecimiento.

El sistema de medición alfa por centelleo líquido, que utiliza discriminación por tiempo de crecimiento del pulso, permite detectar bajos niveles de actividad al resolver los pulsos alfa de aquéllos que se generan en interferentes beta-gamma, ya que tiene bajo fondo en la zona de interés del espectro temporal. No obstante, en muestras de orina, el límite de detección de la actividad alfa se sitúa alrededor de 1,6 pCi por litro.

En este trabajo se presentan condiciones específicas de medición de uranio en orina mineralizada. La purificación de la muestra se consigue mediante el uso de cromatografía en columnas capilares, embebidas con óxido de trioctil fosfina (0,5 M en tolueno), en las que se eliminan posibles interferentes mediante el ajuste de las condiciones de siembra y lavado. La preparación de la columna y el procesamiento de la muestra se realizan en un corto período de tiempo. El uranio se eluye con una solución de PPO y naftaleno en tolueno, que proporciona un medio centellador adecuado. La actividad mínima detectada equivale a 0,2 pCi de uranio por litro de orina, lo cual implica una reducción del límite de detección en un orden de magnitud.

El método presentado, además de conseguir especificidad en la determinación, ha sido utilizado para determinar actividad específica, complementando su medición con la técnica fluorescimétrica. La cromatografía en columnas capilares ha demostrado ser el método más adecuado para purificar otras muestras biológicas que son leídas en centelleo líquido de bajo fondo.

ACCIDENTE EN LA FACILIDAD CRITICA RA-2:DOSIMETRIA FISICA

Bomben A.M., Gregori B., Righetti M., Thomasz E., Massera G.

Comisión Nacional de Energía Atómica

En la facilidad crítica RA-2 del CAC se produjo un accidente de criticidad el 23 de septiembre de 1983 con una consecuencia fatal. En este trabajo se describe brevemente el evento y se presenta la metodología utilizada en la evaluación dosimétrica de las personas involucradas. Las técnicas dosimétricas empleadas fueron mediciones "in vivo" de Na-24 y de P-32 en pelo, mediciones de activación en objetos personales y mediciones de dosímetros de criticidad y personales posicionados en distintos puntos de la instalación. Las dosis absorbidas, discriminadas en componente gamma y neutrónica, fueron estimadas utilizando distintos modelos, describiéndose en cada caso la metodología de cálculo empleada y los criterios y aproximaciones asumidos. Se estimaron además las dosis absorbidas en diferentes puntos, en las inmediaciones de la instalación.

Comisión Nacional de Energía Atómica
Gerencia de Protección Radiológica y Seguridad
Departamento de Protección Radiológica

EVALUACION MEDICA DEL PERSONAL INVOLUCRADO EN UN ACCIDENTE DE
CRITICIDAD

GIMENEZ, J.C- COUTO, S.L.- DEL RIO, M.R.- NASAZZI, N.- TAJA, M.R.
CAAMAÑO, J.

Se describe el procedimiento aplicado y los hallazgos observados en el personal involucrado en el accidente de criticidad ocurrido el 23 de setiembre de 1983 en la configuración RA-2 ubicada en el Centro Atómico Constituyentes, Provincia de Buenos Aires. A partir de los resultados de las mediciones del Na-24 realizados en el contador de todo el cuerpo se clasificó el personal que fue derivado para seguimiento médico. Se analizan los resultados de estudios hematológicos y citogenéticos que complementan la dosimetría física. Se describe la evolución mortal del operador de la configuración que desarrolló en 48 hs las distintas etapas de la enfermedad aguda de radiación.

PREVENCION DE CRITICIDAD

EJEMPLO DE APLICACION DEL CONCEPTO DE CILINDRO ANULAR

A.L. BIAGGIO; S.I. CANAVESE; N.B. ACOSTA

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

El uso de cilindros anulares con el fin de proveer sistemas intrínsecamente seguros para el depósito o procesamiento de materiales físis es una solución adecuada cuando hay involucrados volúmenes significativos de soluciones de dichos materiales.

Se describe una solución, basada en este concepto, al problema de proveer seguridad intrínseca durante el proceso de hidrolización de UF_6 enriquecido (20%) mediante el empleo de un cilindro anular. 6

Se describe el sistema en sus aspectos de ingeniería relevantes desde el punto de vista de prevención de criticidad y se evalúa el mismo mediante distintos procedimientos entre los cuales se incluyen códigos de cálculo empleados hasta el momento en el área de reactores y un código Monte - Carlo especialmente diseñado para aplicación a problemas de prevención de criticidad en el transporte, depósito y procesamiento de material físil. La evaluación incluye tanto la operación normal del sistema como supuestas situaciones accidentales.

Finalmente, se efectúa una comparación de los resultados obtenidos por los distintos procedimientos de evaluación y se efectúan recomendaciones sobre aspectos relevantes a tener en cuenta en la fabricación, puesta en servicio y operación desde el punto de vista de prevención de criticidad.

PREVENCION DE CRITICIDAD

EVALUACION DE UN DISEÑO DE DEPOSITO DE MATERIAL FISIL

A.L. BIAGGIO; S.I. CANAVESE; N.B. ACOSTA

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

Se describe un diseño de depósito para material físil (^{235}U - 90%), el cual permite un alto grado de seguridad intrínseca y una alta capacidad de depósito con gran versatilidad en las formas físicas y químicas del material a almacenar. El sistema propuesto, ampliación del existente, es evaluado mediante el uso de diversos procedimientos entre los cuales se incluye un código Monte - Carlo de aplicación a problemas de prevención de criticidad en el transporte, depósito y procesamiento de material físil.

Se describen las técnicas y criterios empleados para la modelación y evaluación de las unidades aisladas, en condiciones normales y anormales de operación y se determinan los valores de los factores de multiplicación efectiva de dichas unidades. Se evalúa el sistema en operación normal, incluyendo incidentes operativos, y se determinan los valores de los factores de multiplicación efectiva para las distintas hipótesis. Además, sin efectuar cálculos de la probabilidad de ocurrencia, se evalúa el comportamiento del sistema ante distintas situaciones accidentales que implican tanto cambios en la moderación como en la geometría.

Finalmente, se hace un resumen de los aspectos relevantes del sistema en estudio y se efectúan consideraciones sobre aspectos constructivos y de operación de influencia significativa desde el punto de vista de prevención de criticidad.

CRITERIOS PARA LA LIMITACION OPERATIVA DE LA LIBERACION DE
EFLUENTES RADIOACTIVOS LIQUIDOS Y GASEOSOS AL MEDIO AMBIENTE
APLICADOS EN LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE

Cotik, H.; Kogan, A. (CNEA)
Dpto. SENyL
DCN - ARGENTINA

Para satisfacer el objetivo radiosanitario de disminuir tanto como sea posible las consecuencias radiológicas originadas por cada práctica, la Autoridad Licenciante Argentina (Consejo Asesor para el Li cenciamiento de Instalaciones Nucleares - CALIN) exige el cumplimiento de sus "Normas" específicas y de los requerimientos adicionales, eventualmente incluidos en la Licencia de Operación de cada instalación, pero no establece la metodología a adoptar con el fin de asegurar el cumplimiento de tales exigencias.

La "Entidad Responsable" de la explotación de las Centrales Nucleares (Dirección de Centrales Nucleares - D.C.N.), debe entonces desarrollar los métodos y procedimientos que permitan desde el punto de vista "operativo", asegurar el cumplimiento de los requisitos incluidos en la Licencia de Operación y en las Normas dictadas por la Autoridad Licenciante.

Dichos métodos se basan en la permanente comparación entre los niveles de actividad efectivamente liberados por la instalación nuclear y los valores de referencia adoptados - Límites Derivados de Descarga, DRLij - de manera tal de permitir la rápida detección de eventuales anomalías de proceso, posibilitando el oportuno análisis de las mismas y el estudio de las correspondientes acciones correctivas.

La rápida identificación de las situaciones anormales permite disminuir los riesgos asociados con aquellas liberaciones de efluentes eventualmente superiores a los niveles de referencia adoptados, con las consiguientes ventajas radiosanitarias para la población.

En el trabajo se reseñan los fundamentos conceptuales, el alcance y los criterios de utilización de la metodología adoptada por la Dirección de Centrales Nucleares para la limitación operativa de la liberación de efluentes líquidos y gaseosos al medio ambiente, desde la Central Nuclear Embalse, y se formula una comparación con los criterios de limitación establecidos por el CALIN en la Licencia de Operación de dicha Central.

ESTUDIO SOBRE LA SEGURIDAD NUCLEAR DE LAS CENTRALES
NUCLEARES ARGENTINAS CON RELACION A LAS ENSEÑANZAS
DERIVADAS DE THREE MILE ISLAND

J. Barón y J.M. Kay

División Análisis de Seguridad - Gerencia de Protección
Radiológica - CNEA -

En base a la extensa información disponible sobre el accidente ocurrido en la Central Nuclear TMI-II (USA) en marzo de 1979, se realiza un estudio sobre la seguridad nuclear de las centrales argentinas a fin de verificar si han sido debidamente capitalizadas las enseñanzas derivadas de dicho accidente.

Si bien existen en la literatura muchas descripciones detalladas del accidente de TMI-II, se resumen en forma secuencial los sucesos que contribuyeron a causarlo o bien a agravar sus consecuencias, a fin de establecer las enseñanzas derivadas, a saber: fallas en el diseño, degradación de las condiciones de operación, fallas de componentes, deficiencias de los análisis de seguridad y errores humanos en la operación, mando y toma de decisiones.

Posteriormente se analiza cuáles de estas enseñanzas son aplicables a las centrales nucleares en Atucha y en Embalse y en qué medida están contempladas por el diseño, la operación y los análisis de seguridad actualmente disponibles. Además con igual objetivo se analiza el diseño del Proyecto CNA-II.

Como conclusión global se pone en evidencia la importancia que tienen para la seguridad el Análisis de Riesgos, la existencia de buenas Especificaciones Técnicas, los aspectos de confiabilidad en operación y la capacitación adecuada del plantel de operación.

DESARROLLO DEL "PLAN GENERAL DE EMERGENCIA" PARA LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE

COTIK, H.; KOGAN, A. (C.N.E.A. Dpto. SENyL - DCN - ARGENTINA)

Se reseñan los criterios básicos adoptados por la Entidad Responsable, en el diseño del "Plan General de Emergencia" de la segunda Central Nuclear Argentina, con el objeto de mitigar las consecuencias radiológicas en el personal de la Central, el público y el medio ambiente, ante las diferentes hipótesis accidentales consideradas, que incluyen aquellos accidentes de gran severidad y extremadamente baja probabilidad de ocurrencia que pudieran registrarse a pesar de las exigentes normas de seguridad aplicadas durante las etapas de diseño, construcción, puesta en marcha y operación de la Central Nuclear.

En la preparación de este Plan de Emergencia, además de las pautas establecidas por el Organismo Reglamentador Argentino (CALIN), se tuvieron en cuenta algunos de los criterios internacionales vigentes en la actualidad, fundamentalmente los recomendados por el Organismo Internacional de la Energía Atómica, procurando adaptarlos a las características de la infraestructura e idiosincrasia locales.

Se discuten las contramedidas a adoptar en las zonas afectadas exteriores a la Central Nuclear, durante las fases "Inicial" e "Intermedia" de la Emergencia, para evitar los efectos "no estocásticos" y reducir la probabilidad de ocurrencia de los efectos "estocásticos".

Durante la "Fase Inicial" se enfatiza el propósito de disminuir la dosis por inhalación e irradiación externa desde la nube radiactiva, contemplando como principales contramedidas la puesta a cubierto, protección respiratoria simple, bloqueo de tiroides y control de accesos y egresos.

En la "Fase Intermedia" de la Emergencia, en que la dosis se produce fundamentalmente por irradiación proveniente desde los depósitos de material radiactivo sobre el terreno, la evacuación, que constituye la principal contramedida prevista, sólo se decide en función del resultado de mediciones radiológicas previas en las vecindades del emplazamiento.

En el trabajo se describen: los criterios básicos adoptados para identificar los "niveles de intervención" asociados a cada condición accidental; las acciones correspondientes a cada "nivel"; el procedimiento para declarar la emergencia; los mecanismos de comunicación al público y a las diferentes organizaciones involucradas en la administración de la emergencia en el exterior de la Central; las responsabilidades de cada una de dichas organizaciones; las zonas de aplicación de las diferentes contramedidas contempladas y el encuadramiento administrativo legal.

El Diagrama Lógico, constituye el esquema conceptual básico utilizado como punto de partida para el desarrollo del Plan de Emergencia, sus principales documentos y herramientas.

CRITERIOS DE RADIOPROTECCION EN EL CASO DE EVENTOS DIS- RUPTIVOS PROBABILISTICOS

D. Beninson

Consejo Asesor para el Licenciamiento de Instalaciones
Nucleares, C.N.E.A.

El sistema de limitación de dosis recomendado por el ICRP se aplica a situaciones "normales", en las que las fuentes de radiación están bajo control. No obstante, los criterios fundamentales del sistema (control del riesgo individual máximo y del detrimento colectivo debidos a la fuente) podrían ser aplicados también en el diseño de los sistemas de seguridad que reducen la probabilidad de accidentes o que mitigan sus consecuencias.

El trabajo discute la limitación del riesgo individual para el caso de eventos disruptivos probabilísticos, analizando la situación como un caso estocástico de segundo orden (probabilidad del evento y probabilidad de efectos deletéreos dado el evento). Discute también los aspectos temporales aplicables especialmente a eventos disruptivos en el caso de repositorios de residuos de alta actividad.

En lo referente al control del detrimento colectivo (optimización de la protección), el trabajo muestra la inaplicabilidad de la esperanza matemática de dosis colectiva en el caso de accidentes de muy baja probabilidad y gran consecuencia. Presenta como alternativa para la optimización el uso de técnicas de análisis decisional basadas en funciones de utilidad.

PROGRAMA DE COMPUTACION PARA LA RESOLUCION
DE ARBOLES DE FALLAS - RARF2

Hugo VALLEJGA

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

Se realizó un programa para resolver los árboles de falla producidos en los estudios de confiabilidad.

Este programa tiene las siguientes características:

- a) Produce una modularización del árbol de fallas, es decir que este programa detecta subárboles de un evento compuesto de forma tal que todos los eventos básicos que componen el subárbol producido por dicho evento no estan relacionados con otras partes del árbol y por lo tanto dicho subárbol puede ser tratado en forma independiente del árbol.
- b) Puede manejar componentes que tengan más de un estado de falla.
- c) En algunos casos puede tener en cuenta las fallas dependientes.
- d) Posee un análisis del error de truncamiento.

En resumen, se ha realizado un programa que puede adaptarse a los diferentes tipos de árboles de falla ya sean estos compuestos por componentes que tengan uno o mas estados de falla, grado de precisión con que se desee obtener el resultado ó componentes que tengan una falla de modo común. Además la posibilidad de modularización del árbol hace a este programa particularmente apto para la resolución de sistemas redundantes. Lo que es particularmente util en la aplicación a los sistemas de seguridad de una instalación nuclear.

ANALISIS DE LA CONFIABILIDAD HUMANA

Gustavo J. CARUSO

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

Numerosos estudios han indicado que en la interacción "hombre-máquina" de sistemas complejos, el error humano ha sido un importante contribuyente de las fallas de dichos sistemas, ocasionando en algunos casos severas consecuencias en instalaciones nucleares.

Se realizó un estudio basándose en los modelos y las metodología existentes sobre el tema, que contempla a la confiabilidad humana como parte integrante del análisis de riesgos probabilístico, con vistas a unificar criterios y buscar su aplicación en el análisis de confiabilidad de sistemas, tanto en instalaciones nucleares en operación, como así también en las distintas etapas del diseño de las futuras instalaciones nucleares.

Mediante este análisis es posible realizar evaluaciones cuantitativas y cualitativas de las ocurrencias de los errores humanos que pueden afectar la disponibilidad y confiabilidad operacional de las salvaguardias de ingeniería y componentes en las instalaciones nucleares.

En dicho análisis se describe una metodología de acción conjunta de manera tal de poder aplicarla a los casos prácticos que se presentan en las centrales nucleares argentinas.

LA IMPORTANCIA DE LA FASE DE PUESTA EN MARCHA EN LAS
TAREAS DE LICENCIAMIENTO DE UNA CENTRAL NUCLEAR

Rodolfo TOUZET

Raúl ROVERANO

Eduardo FELIZIA

Comisión Nacional de Energía Atómica
(Autoridad Licenciante)

La fase de puesta en marcha de una Central Nuclear es un período de intensa actividad para la Autoridad Licenciante que permite el control final del diseño de todos los sistemas y componentes importantes para la seguridad y brinda la oportunidad de evaluar "on the job" la calidad y eficiencia de la organización de operación.

Las actividades de inspección regulatoria deben ser cuidadosamente planeadas para complementar las tareas de análisis de seguridad realizadas sobre los documentos de diseño, y así lograr todos los elementos de juicio necesarios para el dictámen de la Licencia de Operación.

Un elemento clave para el éxito de la gestión de licenciamiento es el correcto análisis de todas las fallas y deficiencias observadas durante la puesta en marcha y su aprovechamiento para la elaboración de requerimientos regulatorios eficaces.

En los casos en que los recursos humanos ó técnicos de la Autoridad Licenciante sean limitados es de vital importancia proteger la calidad y plenitud de las tareas de licenciamiento mediante una estrategia apropiada.

En el presente trabajo se dan algunos ejemplos de planes de trabajo basados en la experiencia adquirida durante la puesta en marcha de la Central Nuclear de Embalse.

REFRIGERACION DE EMERGENCIA DE LA CNE LUEGO DE UN SISMO

Carlos Martiniau **
José Isella *
Sergio Solmesky *

** ENACE
* CNEA

La Central Nuclear Embalse que ubicada a orillas del lago artificial formado por el embalse del Río III, toma de éste el agua necesaria para su refrigeración normal y de emergencia.

Aún cuando la probabilidad es baja, existe la posibilidad de fracturas en la integridad del dique ante un terremoto con las consiguientes implicancias dado que se verían afectados los sistemas normales y aún de emergencia, dependiendo ésto último del nivel del sismo.

Asimismo últimas consideraciones de seguridad han demostrado que debe tenerse en cuenta la posibilidad de un sismo del lugar a posteriori de un accidente con pérdida de refrigerante (L.O.C.A.).

El trabajo presenta el diseño conceptual de sistemas asegurados independientes de provisión de agua y de energía en ésta emergencia, que hemos denominado SISTEMA INDEPENDIENTE DE AGUA DE EMERGENCIA (SIAE) y SISTEMAS ELECTRICOS ESENCIAL DE EMERGENCIA (SEEE).

El SIAE consiste en un reservorio, de agua de similares características a las del lago, con capacidad suficiente para refrigerar el reactor todo el tiempo necesario hasta su enfriamiento natural en los casos de accidente previstos.

El caudal de agua necesario es enviado por bombas a los generadores de vapor de la planta y al sistema de refrigeración del núcleo.

El reservorio es mantenido constantemente con su nivel adecuado a través de una conexión con la descarga normal de agua de refrigeración del condensador de la turbina.

A su vez el SEEE proveerá la corriente necesaria a las bombas del SIAE y a las bombas del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (E.C.C.), generada por tres equipos Diesel totalmente independiente de las demás fuentes de energía de la Central.

Los diversos componentes de ambos sistemas estarán calificados para soportar los eventos mencionados, fabricados de acuerdo a las normas previstas para sistemas esenciales de seguridad.

TERREMOTO SEVERO EN CENTRALES NUCLEARES CANDU 600 Mw (e)

Layral, S. (CNEA); Perl, H. (CNEA); Monti, R. (NIRA)

Depto. SENyL

CNEA - DCN

El objeto del trabajo es demostrar que como consecuencia de la ocurrencia de un terremoto severo, una central nuclear CANDU 600 Mw(e) no representa un riesgo radiológico adicional significativo para el público.

A tal fin se realizó un análisis del comportamiento de una central de características similares a las de la Central Nuclear Embalse, frente a la ocurrencia de un terremoto severo.

Este terremoto estaría definido por una frecuencia estimada de 10^{-3} a $^{-1}$ y una magnitud con probabilidad muy baja de ser excedida en la zona de emplazamiento de la Central.

Se ha asumido en dicho análisis que las estructuras, sistemas o componentes calificados sísmicamente continúan funcionando o permanecen disponibles según diseño. Los sistemas no calificados sísmicamente en cambio, fallan o se rompen durante el sismo.

No se ha considerado en el análisis la posibilidad de que se produzca, a consecuencia del sismo, un accidente con pérdida de refrigerante.

Del análisis surge que el combustible permanece adecuadamente refrigerado durante todo el transitorio, siempre que se garanticen los suministros esenciales, como agua y energía eléctrica, a los sistemas de seguridad requeridos durante o después del sismo.

Se concluye que el diseño de una central tipo CANDU 600 Mw (e), como es la Central Nuclear Embalse asegura que ésta no presente un riesgo radiológico adicional significativo para el público.

SIMULACION DE LA OXIDACION DE ZIRCALLOY (Zry) EN VAPOR DE AGUA DURANTE TRANSITORIOS DE TEMPERATURA.

A. Wilhelm, A. Denis y E.A. García

Dpto. Materiales, Comisión Nacional de Energía Atómica.

La oxidación de Zry en vapor de agua bajo transitorios de temperatura (T) adquiere importancia en los accidentes por pérdida de refrigerante (LOCA) en los cuales se produce una excursión de temperatura de cierta parte del núcleo del reactor.

El estudio de los procesos de difusión, se realizó considerando condiciones de equilibrio en las interfases de las distintas fases presentes.

La aparición de la fase β para $T > 1135^\circ\text{K}$, además de la existencia de las dos fases de baja T: óxido de Zr (ZrO_2) y fase α no puede ser descripta con una solución analítica (a diferencia del caso isotérmico). Por lo tanto, se hace preciso apelar al estudio numérico para la descripción del movimiento de las interfases.

Se utilizó el código de cálculo desarrollado para el caso isotérmico implementando los cambios necesarios para el caso de T variable.

Cuando el perfil de T es de tramos lineales, el número de fases permanece constante y las energías de activación E_j de las distintas fases son iguales, es posible calcular la solución exacta. Esta fue calculada e incorporada al código de cálculo para el caso de dos fases (ZrO_2 y α) a fin de evaluar los errores cometidos en el cálculo numérico.

Cuando la T varía con el tiempo, la relación entre los coeficientes de difusión D_j ($\Phi_j = \frac{D_j}{D_1}$) también varía, por lo tanto el código de cálculo fue probado para distintos valores de Φ constante y hasta T elevadas (1650°C).

Utilizando los valores experimentales de los D_j y E_j de las tres fases se probó el mismo perfil de T y se simuló la generación de la fase β en el tramo de T crecientes cuando $T > 1135^\circ\text{K}$. Se obtiene a partir del cálculo, que la interfase α/β retrocede inicialmente y luego invierte su movimiento.

Es de destacar que al disminuir la T aparece un fenómeno nuevo respecto al caso isotérmico, que consiste en la generación de un perfil de "back diffusion" en la fase β donde las concentraciones son superiores al valor de saturación dado por el diagrama de fase.

Esto trae como consecuencia que el movimiento de la interfase α/β sea más rápido que el que se obtiene en un proceso isotérmico sin haber pasado por un enfriamiento previo.

A fin de comparar los valores numéricos con valores experimentales se probó otro perfil de T, con un tramo isotérmico posterior a un proceso de enfriamiento.

ANALISIS DE LA SEGURIDAD DE LA INSTRUMENTACION NUCLEAR ASOCIADA AL
REACTOR EXPERIMENTAL RP-10

José Luis ROCA

Comisión Nacional de Energía Atómica
Dirección de Investigación y Desarrollo - Gcia. Procesos Químicos
Departamento de Instrumentación y Control

Se trata de analizar desde el punto de vista de la seguridad el comportamiento del sistema de instrumentación nuclear diseñado para el reactor RP-10 frente a pedidos de caídas de barras de control y seguridad (SCRAM). El evento estudiado es fundamentalmente el denominado "TRIP NO TIPICO" (Pedido de SCRAM no efectivizado).

El desenergizado de los electroimanes de las barras de control y seguridad es el evento límite del análisis.

A esos efectos y teniendo en cuenta como base de datos normas internacionales como la IEEE Std 500/77 y predicciones realizadas sobre equipos en función de la norma MIL-HDBK-217/79 se procede al estudio de los eventos desencadenantes constitutivos del árbol de fallas (fault tree).

Del presente análisis surge la probabilidad de falla "con riesgo" para el "TRIP NO TIPICO"

SIMULACION DE UN ACCIDENTE POR PERDIDA DE CLASE IV EN LA
C.N.E. EMPLEANDO LOS DATOS DE LA SAFETY ANALYSIS DATA LIST

D.Parkansky E.Zajdband

Div.Termohidraulica Depto.Reactores Nucleares

Gerencia de Ingeniería Dirección de Centrales Nucleares
C.N.E.A.

Entre los accidentes postulados en el informe final de Seguridad de la C.N.E. figuran aquellos en los cuales se produce una pérdida de caudal debida a una falla en la alimentación eléctrica de clase IV.

Los resultados que allí figuran fueron obtenidos mediante la simulación de ese tipo de accidentes empleando el código HYDRA III y los datos de la Central Gentilly 2

Con el objeto de conocer la evolución de los parámetros termohidraulicos de la C.N.E. se repitió la simulación empleando esta vez los datos de la Safety Analysis Data List.

En este trabajo se comparan y analizan los resultados de ambas simulaciones.

NUEVO SISTEMA ELECTRICO ESENCIAL DE EMERGENCIA (S.E.E.E.)
PARA LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE

N. LORENZO y H.J. JORNET

CNEA - Dir. Cent. Nuc.- Gcia. Ingenierfa - Dto. SEYCO

En la CNE (Central Nuclear Embalse), se cuenta con un sistema de generación de energía eléctrica de emergencia (clase III) que entra en servicio automáticamente al faltar energía eléctrica de (clase IV), conformado por cuatro motogeneradores que no están sísmicamente calificados, de modo que al ocurrir un evento sísmico, se supone que este sistema no estaría disponible lo que impediría lograr una parada segura de la central, pues no se podría extraer el calor residual de decaimiento del núcleo del reactor; en tal razón se fundó el CALIN para exigir el desarrollo del nuevo S.E.E.E. sísmicamente calificado, de allí su carácter de sistema de alta seguridad y último recurso disponible para conservar la integridad del núcleo del reactor nuclear.

Se encomendó a este departamento SEYCO el desarrollo completo de la ingeniería básica y de detalle del S.E.E.E. cuya responsabilidad se delegó a los autores de este trabajo.-

El principal objetivo del proyecto fue: máxima seguridad en el diseño básico, apoyado por una ingeniería de detalle acorde a las exigencias del mismo.

Para lograr este objetivo se tuvieron en cuenta las siguientes condiciones: confiabilidad de los elementos a utilizar y que la operación del sistema no admita errores humanos por parte del operador, asegurando la disponibilidad del mismo. Esto se funda en el hecho de que al ocurrir un evento sísmico el operador estaría bajo extremas condiciones de tensión capaces de llevarlo a operar en forma errónea en la puesta en marcha del sistema.

Con una lógica eléctrica se ha conseguido:

- 1- Seguridad en la operación.
- 2- Disponibilidad asegurada.
- 3- Operación simple y confiable.

CANDU 600 - ANALISIS DE FALLAS DE CONTROL

Perl, H.; Layral, S. (CNEA); Monti, R. (NIRA)
Dpto. SENyL
CNEA - DCN

Como parte de la tarea de establecer los criterios de seguridad de diseño para una futura central tipo CANDU, como la CNE, se analizaron las posibles evoluciones y consecuencias en el caso de fallas de control.

Se entiende como falla de control a la pérdida de capacidad, de alguna parte ó de todo el sistema de control (regulación), de mantener la operación de la central en un estado predeterminado.

En el análisis realizado se adoptaron para este tipo de incidentes, como objetivos a cumplimentarse de modo de evitar la liberación significativa de productos de fisión; i) la conservación de la integridad del primario, que se logra evitando se supere la presión de "condición de emergencia" (ASME) y ii) impedir se alcance la temperatura de fusión en el centro de la pastilla combustible.

En la consideración de las fallas de control no se ha dado crédito a las rutinas de reducción gradual o escalonada de potencia debido a las posibles fallas que podrían producirse en el sistema de control como consecuencia de la falla considerada en primer término (cross-link failure).

Las fallas consideradas relevantes en este análisis fueron las que invalidaban las siguientes acciones de control: de potencia; de presión e inventario del primario; de presión e inventario en el secundario y el control de temperatura del moderador.

Se concluyó que en todos los casos considerados de fallas de control las acciones de seguridad que se producen serán suficientes como para garantizar la integridad del primario y no afectar el combustible; por lo que las consecuencias de este tipo de incidentes no serían significativos desde el punto de vista radiológico.

ESTUDIO COMPUTACIONAL DE UN INCIDENTE DE
PERDIDA DE POTENCIA EXTERNA EN LA CNA-I

por A.S. Doval y J.C. Ferreri*

C.N.E.A.

Se efectúa el análisis computacional de la evolución temporal de la circulación natural en la central nuclear CNA-I, bajo un incidente de pérdida de potencia externa de alimentación.

Ello implica un transitorio fuerte de parada desde el flujo nominal gobernado por circulación forzada a otro gobernado por fuerzas de flotación. Los resultados se han obtenido partiendo de un modelo para el programa Relap IV mod 5 que simuló la primera parte de la transición y tomando esos resultados como datos de entrada para un programa desarrollado especialmente para el cálculo de la convección natural en circuitos bajo la aproximación de una sola fase.

Los resultados muestran que el termosifón persiste como flujo de refrigeración del núcleo.

* Miembro de la Carrera del Investigador del Conicet, ARGENTINA.

LA CENTRAL NUCLEAR EN EMBALSE Y EL MEDIO AMBIENTE

Carlos, FERNANDEZ ACEVEDO - Hugo, GUZMAN

CENTRAL NUCLEAR EN EMBALSE - COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

El presente trabajo pretende resumir los resultados de mediciones de distintos parámetros que definen la relación entre la Central Nuclear Embalse y el medio ambiente, llevados a cabo durante el año y medio de funcionamiento de la Central, comparar estos resultados con previsiones de diseño y estudios previos y, finalmente, adelantar algunas conclusiones.

El trabajo, si bien es de carácter general, se refiere fundamentalmente a la relación entre la Central Nuclear y el Embalse del Río Tercero, por lo cual contempla particularmente el aspecto térmico, físico y químico de las aguas del lago y su entorno.

EVALUACION DEL RIESGO SISMICO EN LA INSTALACION NUCLEAR GASTRE.

JUAN S. CARMONA - CARLOS A. MEDONE - RAQUEL P. DE CARMONA -
BEATRIZ G. DE UGRIN - MARIA CH. DE FERRERO -
INSTITUTO DE INVESTIGACIONES ANTISISMICAS "ING. ALDO BRUSCHI"
UNIVERSIDAD NACIONAL DE SAN JUAN

Se presenta un modelo matemático que describe el desarrollo de la actividad sísmica del sector de América del Sur comprendido entre los 37° y 47° de latitud sur, el cual incluye a la Instalación Nuclear Gastre.

En el modelo se define el valor medio de la densidad de la actividad sísmica según latitud, longitud, profundidad y magnitud a partir del análisis y correlación de los antecedentes sísmológicos instrumentales, de las referencias sísmológicas históricas y de la información provista por la geología regional, la tectónica global y el análisis de imágenes satelitarias.

Para el desarrollo del modelo se correlaciona la ubicación de los focos correspondientes a los sismos ocurridos en las décadas recientes con el volumen sísmico asignado a cada uno de los sismos de mayor magnitud de este siglo y a cada uno de los mayores sismos informados por las referencias históricas de los últimos 450 años.

En el modelo, la distribución de los sismos según magnitud se valora de acuerdo a la ley Gutenberg-Richter, con la inclusión de un tercer término denominado "no lineal" y en cuya evaluación se considera las referencias históricas mediante estadísticas de valores extremos.

Para evaluar el valor medio de la recurrencia de intensidades sísmicas en las ubicaciones de la región se aplica el modelo de la actividad sísmica descripto y la relación entre magnitud, distancia e intensidad desarrollada para roca. La intensidad se evalúa por medio del coeficiente sísmico en el sismoscopio Wilmot. Resultan así los distintos tiempos medios de ocurrencia de intensidades sísmicas en roca para cualquier ubicación de la región.

Se presentan los resultados obtenidos para la ubicación de Instalación Nuclear Gastre y su comparación con los resultados obtenidos con igual metodología para Bariloche, San Juan y Lima (Perú).

MARCO CONCEPTUAL PARA EL DESARROLLO DE LOS
MODELOS DE PREDICCIÓN DE LOS EFECTOS LOCALES DE UN REPOSITORIO
DE RESIDUOS RADIOACTIVOS DE ALTA ACTIVIDAD

Elías Palacios y J.C. Ferreri*

C.N.E.A.

El análisis de seguridad sobre el cual se basa la eliminación de residuos radioactivos en un medio rocoso presupone que en todos los casos habrá agua que corroerá los contenedores y que, finalmente, transportará los radionucleidos hacia la biósfera.

En el trabajo se presentan las bases conceptuales que permiten acotar las necesidades que deben cubrir los modelos de predicción de los efectos locales de un repositorio de residuos de alta actividad ubicado a unos 500 m de profundidad en un macizo granítico. Se identifican, además, los radionucleidos que más contribuyen al impacto radiológico.

Se presentan algunos resultados preliminares asociados con las características hidrogeológicas de la Sierra del Medio, ubicada a unos 50 km de Gastre (Chubut).

* Miembro de la Carrera del Investigador del Conicet, ARGENTINA.

ASPECTOS NUMERICOS DEL MODELADO DE LOS EFECTOS LOCALES
DE UN REPOSITORIO DE RESIDUOS RADIOACTIVOS DE ALTA ACTIVIDAD

J.C. Ferreri* y M. Ventura*

C.N.E.A.

Se discuten las aproximaciones numéricas adoptadas para el desarrollo de los modelos computacionales de predicción de los diversos aspectos de los efectos locales de un repositorio de residuos radioactivos de alta actividad. Los problemas considerados son: la historia térmica del medio rocoso, el flujo de agua subterránea y la migración de radionucleidos.

Se presentan resultados de verificación de las metodologías desarrolladas y se discuten sus limitaciones y ventajas.

* Miembros de la Carrera del Investigador del Conicet, ARGENTINA.

PRIMEROS ENSAYOS VINCULADOS A LA VITRIFICACION DE RESIDUOS LIQUIDOS DE ALTA ACTIVIDAD

PAHISA M., RAMALLO T., IPOHORSKI M.* , PALACIOS T.* , MARI E.** y HENSE C.**

Departamento Ingenieria de Plantas Químicas. C.N.E.A.

* Departamento de Materiales. C.A.C.-C.N.E.A.

** INTI

En este trabajo se presentan los resultados de los primeros ensayos sobre muestras de vidrio borosilicato conteniendo residuos de alta actividad simulados.

Una de las propiedades más importantes que debe considerarse en el producto final vítreo cuando se deposita en el repositorio geológico, es la velocidad de lixiviación, esto es, la medición de la dispersión de los radionucleidos en las aguas subterráneas, en el evento de una falla del contenedor y de otras barreras protectoras.

Entre los parámetros que pueden afectar el comportamiento a la lixiviación, se consideraron los efectos de la irradiación y los efectos térmicos.

Para los ensayos de lixiviación se optó por un método standarizado, de acuerdo a normas americanas. Una segunda opción para ensayos a muy corto plazo fue el empleo de un extractor a reflujo (soxhlet) adoptado internacionalmente.

Para las irradiaciones se empleó la fuente de Co-60 de la Planta de Irradiación del C.A.E.

Para ensayar el comportamiento a la desvitrificación se sometieron muestras a la temperatura de 800°C durante un mes.

Los ensayos de lixiviación, para evaluar los efectos de irradiación y de la temperatura, se realizaron a 50°C y empleando agua deionizada como agente lixivante. Se hicieron análisis químico de los lixiviados determinándose en un principio Na, Si, B, Cs y Sr.

Por otra parte en las muestras vítreas se efectuaron estudios por técnicas de microscopía electrónica de barrido, microanálisis dispersivo en energía (EDAX), microanálisis dispersivo en longitud de onda (microsonda electrónica) y difracción de rayos X.

Se exponen los primeros resultados del comportamiento de esta matriz vítreo bajo determinadas condiciones de trabajo. Estos resultados tienen un valor orientativo y constituyen la primera parte de un plan de largo alcance debido a la multiplicidad de parámetros y variables a considerar.

FIJACION DE RESIDUOS DE ALTA ACTIVIDAD EN MATRIZ VITREA
SINTERIZADA

D. Russo

N. Messi de Bernasconi

M.A. Audero

Centro Atómico Bariloche e Instituto Balseiro
-Comisión Nacional de Energía Atómica y
Universidad Nacional de Cuyo

Para la incorporación de residuos en matriz vítrea se está estudiando la ruta alternativa de sinterizado de polvos en lugar de la fundición. Uno de los atractivos principales de esta nueva ruta es la menor temperatura de procesa-miento.

Se presentan resultados preliminares obtenidos con dos formulaciones de borosilicatos procesados a temperaturas entre 600°C y 700°C.

INMOVILIZACION DE RESIDUOS LIQUIDOS DE MEDIA ACTIVIDAD EN MATRICES CEMENTICIAS

GABARAIN R., PAHISSA M., PAHISSA J., TRAMONTINI C., AUBERT M.*

Departamento Ingeniería de Plantas Químicas. C.N.E.A.

* Instituto del Cemento Portland Argentino

En este trabajo se presenta un procedimiento para incluir residuos líquidos de media actividad en matrices cementicias, con posterior incorporación de monómero vinílico y su polimerización "in situ" por vía térmica. El objetivo es obtener un producto final con características superiores a las obtenidas con matrices cementicias normales.

Los ensayos destinados a obtener una matriz óptima, con respecto a las propiedades más importantes tales como durabilidad química (resistencia a la lixiviación), resistencia a la compresión, flexión, tracción e impacto, inflamabilidad, etc., suponen la consideración de numerosas variables. Entre dichas variables se pueden mencionar:

- a) La formulación, que involucra tipos de cementos, relación agua/cemento, relación inerte/cemento, composición y porcentaje de la solución a incorporar, aditivos, etc.
- b) Tiempo de fraguado.
- c) Incorporación del polímero, donde debe considerarse el monómero a emplear, edad de las probetas, tiempo de impregnación, tiempo y temperatura de polimerización, tipo de catalizador, etc.

En la primera etapa se ensayaron distintas formulaciones tratando de eliminar el agua de exudación que aparece durante el fraguado. Se utilizaron los cementos normal, pozzolánico, de alta resistencia inicial y de alta resistencia a los sulfatos, todos ellos con distintas relaciones agua/cemento. En la elaboración de las probetas se emplearon como mojantes agua destilada, solución acuosa de nitrato de sodio, solución acuosa de nitrato de sodio y fosfato disódico y una solución simulando la composición de los residuos líquidos de media actividad generados en la planta de reprocesamiento. Se controló en cada caso la presencia de exudación y se hicieron ensayos mecánicos de resistencia a la compresión y a la flexión.

Seleccionadas varias formulaciones para mortero y pasta cementicia se ensayó la incorporación del monómero metacrilato de metilo y su polimerización por vía térmica. Se emplearon como catalizadores peróxido de benzofilo 1 % en peso y VAZO 0,2 %.

Se presentan los resultados de las primeras series de las probetas tratadas.

ESTUDIO DE ADITIVOS MINERALES NACIONALES
PARA LA CEMENTACION DE RESIDUOS RADIOAC-
TIVOS DE ACTIVIDAD INTERMEDIA.

Jorge L. Baliño
Luis V. Costa
Ferdy Kaufmann

TECHINT S.A.
Gerencia de Proyectos Nucleares
Departamento de Investigación y Desarrollo

En este trabajo se investigaron distintos aditivos minerales para mejorar las propiedades mecánicas y de resistencia a la lixiviación de matrices cementicias que pueden ser usadas para la fijación de residuos líquidos de actividad intermedia.

Los aditivos utilizados fueron arcillas caolínicas, diatomitas, bentonitas, vermiculita, zeolitas, puzzolanas y cenizas provenientes de yacimientos ubicados en distintas regiones del país.

Para estudiar las propiedades de lixiviación se usaron técnicas de trazadores de Cs-137 y de Sr-85.

En una primera etapa la investigación estuvo orientada hacia la comparación de mezclas elaboradas con los distintos aditivos. Para esto, se determinó la resistencia a flexión y a compresión de cada mezcla, como así también el coeficiente de lixiviación. Además, se estudiaron las propiedades de las mezclas frescas.

Con el objeto de observar el comportamiento de los parámetros indicados anteriormente, se varió la dosificación (relación agua-cemento, contenido de sales, contenido de aditivos, etc.) en algunas mezclas.

Los ensayos de lixiviación continúan en la actualidad; los resultados obtenidos hasta ahora indican, para algunos casos, una notoria mejoría de las propiedades de lixiviación con respecto a mezclas sin aditivos. El moldeo y las mediciones con sustancias radioactivas son realizadas por la CNEA en un servicio prestado por intermedio del SATI (Servicio de Asistencia Técnica a la Industria).

OPTIMIZACION DE UNA PRACTICA CON INCREMENTO DE BENEFICIO Produccion de Generadores de Mo-99 - Tc-99m

H. A. Panza, A. Gonzalez, J. Garuti, R. Briozzo
Dirección de Radioisótopos y Radiaciones - Gcia. de Fabricaciones

El procedimiento usual de la Optimizacion consiste en reducir los costos de seguridad en relación con el detrimento que la práctica conlleva.

En el presente caso se utilizó la ecuación:

$$B = V - P - S - D$$

donde: B: beneficio total
V: entrada por ventas
P: gastos de producción
S: gastos de seguridad
D: detrimento en \$a.

para dos situaciones operativas que diferían en el beneficio final.

La primera situación significaba despachar una cantidad de Unidades N1 provenientes de una actividad inicial "a granel" de "X" Curies. Con la misma actividad inicial, se implementó una logística que permite cargar N2 mayor que N1, con el consiguiente beneficio económico.

El desafío consistía en no aumentar la dosis colectiva por unidad de práctica, a pesar de trabajar con tasas de exposición más que un 50% mayores que las del primer ensayo. Recordamos que la Dosis Colectiva por Unidad de Práctica es el parámetro CALIFICATORIO de la misma, desde la perspectiva de la Protección Radiológica, y no debiera nunca aumentarse, salvo que sea compatible con una mayor disminución de los gastos por seguridad radiológica (optimización clásica).

Con algunas mejoras sencillas en la instalación (blindaje biológico, protección visual) y el perfeccionamiento de procedimientos operativos, se logro mantener (y aún bajar) el nivel de dosis colectiva por unidad de práctica, justificándose el gasto respectivo con la anulación del detrimento potencial que surge por cambio de práctica (N2 en lugar de N1). A lo anterior se agrega el mérito de obtener un beneficio adicional por Ventas, que fué el planteamiento original que dió motivo a la experiencia.

Este hecho demuestra que un cambio que se presenta como negativo desde la óptica de la protección, dado que significa aumentar el detrimento, puede revertirse si es atendido cuidadosamente analizándose los diversos factores intervinientes en el proceso.

Para el logro del objetivo deseado se contó con la inestimable colaboración del grupo de Proceso Gentec y el Grupo de Protección Radiológica de la Gcia. de Fabricaciones.

RETENCION DE YODO SOBRE CARBON ACTIVADO IMPREGNADO CON YODURO DE POTASIO.

Angel V. Mondino, Roberto O. Marqués

CNEA - Gerencia de Fabricaciones

Departamento de Producción de Radioisótopos

Dado que durante la producción de Mo-99 por fisión de U-235 aparecen importantes cantidades de I-131 entre los efluentes gaseosos, se hace necesario retener este último antes de la evacuación de los gases. Para ello se utilizan filtros de carbón activado combinados con filtros absolutos colocados en el sistema de ventilación del recinto de producción.

El propósito de este estudio fué determinar la respuesta del carbón activado del tipo "Norit", en forma de pellets, impregnado con KI, frente a diferentes condiciones de trabajo. A tal fin y dado que las condiciones ambientales de Ezeiza implican variaciones importantes en el tenor de humedad, se estudió la influencia de este parámetro manteniendo la concentración de yodo y caudal constantes.

Para llevar a cabo las experiencias se diseñó un equipo a escala de laboratorio, respetando en proporción las dimensiones reales, que se construyó básicamente con materiales de vidrio y teflón, dado que los mismos son inertes al yodo y fácilmente decontaminables. El proceso se divide en tres etapas:

1] Producción de I-131 gaseoso por oxidación en caliente de una solución de NaI radiactivo y posterior arrastre por medio de una corriente de aire hacia un recipiente tampón donde se almacena.

2] Los gases acumulados se hacen circular a través de columnas de vidrio que contienen lechos de carbón activado separados por placas perforadas de teflón.

3] Medición de la actividad de cada lecho en un analizador multicanal con detector de Ge[Li].

Para el procesamiento de los datos se desarrolló un programa FORTRAN IV.

Del estudio realizado se deduce que el carbón activado tipo "Norit", impregnado con KI es de calidad aceptable, dado que, trabajando con una longitud de columna de 10 cm. [en proporción a una columna filtrante real] y en las condiciones más desfavorables de un 100 % de humedad relativa, la eficiencia fué de $1,5 \cdot 10^3$ [el rendimiento fué del 99,93 %] en tanto que para un 50 % de humedad se obtuvo una eficiencia de $8,2 \cdot 10^3$ [con un rendimiento del 99,99 %]. Así los requerimientos de retención del I-131 se verán satisfechos ampliamente.

OPTIMIZACION EN LA PRODUCCION DE GENERADORES DE Mo-99/Tc-99m MULTICURIE.

R.Brizzo; E.Furnari; A.Gonzalez; R.Marqués.

Comisión Nacional de Energía Atómica.

Dirección de Radioisótopos y Radiaciones.

Gerencia de Fabricaciones.

En el presente trabajo se detallan las modificaciones que se han introducido en la producción rutinaria del generador multicurie de Mo-99/Tc-99m denominado Gentec, que se realiza en el Departamento de Producción de Radioisótopos de la Comisión Nacional de Energía Atómica.

Se describen los beneficios obtenidos al reemplazar el sistema de elución anterior, que consistía en una columna húmeda, por otro que, luego de realizada la elución del generador, mantiene la columna aproximadamente seca.

Con ello se eliminan fundamentalmente, los problemas de radiólisis, se aumenta el rendimiento de elución a valores que oscilan entre un 95% a un 100% de la actividad de Tc-99m teóricamente disponible, que se mantienen durante la vida útil del generador.

Además se logran concentraciones de actividad superiores a los 200 mCi/ml. ya que el 90% de la actividad de Tc-99m es eluida en los primeros 5 ml. de solución eluyente.

Se especifican las diferentes etapas de la línea de montaje que permiten una mayor producción de generadores con un aumento poco significativo en la tasa de dosis colectiva.

Finalmente se detallan los aumentos progresivos en la producción de generadores como consecuencia de una mayor demanda del mercado, en detrimento de una disminución pronunciada en la importación de generadores similares.-

MONITOR DE I-131 EN CHIMENEA

Fidel A. Montiel - Roberto O. Di Carlo

Comisión Nacional de Energía Atómica - Dirección de Radioisótopos y Radiaciones.

Durante la operación de una planta de producción de radioisótopos deben cumplirse ciertas normas relativas a la seguridad radiológica, algunas de las cuales se refieren a la concentración máxima permisible de materiales radiactivos en aire. Por lo tanto, resulta necesario disponer de algún instrumento que permita el control continuo de dicho parámetro a fin de determinar si los niveles de concentración se encuentran dentro de los límites establecidos.

A tal efecto, el Departamento de Aplicaciones Tecnológicas desarrolló y construyó un monitor de I-131 que permite cuantificar el pasaje de dicho nucleído a la atmósfera por medio de la chimenea de la Planta de Producción del Centro Atómico Ezeiza.

La operación se basa en hacer circular aire proveniente de una calda de producción a través de un filtro de carbón activado durante un tiempo prefijado, midiendo simultáneamente la actividad acumulada por medio de un instrumento de lectura logarítmica. Una vez transcurrido el lapso de medición el papel de filtro es remplazado en forma automática recomenzándose el proceso. Actualmente el monitor se encuentra instalado en planta operando en forma satisfactoria.

ANALISIS, POR ACTIVACION CON PARTICULAS CARGADAS, DE PLOMO EN AEROSOLES.

Wasilevsky, C.; Nassiff, S. J. y de la Vega Vedoya, M. R.

Radioquímica

Comisión Nacional de Energía Atómica

Debido al enorme interés que reviste, en ciertos aspectos industriales y ecológicos, la determinación de concentraciones de plomo en aerosoles, se han efectuado los estudios destinados a obtener un método confiable y de alta sensibilidad.

Utilizando cualquier modo convencional de toma de muestras, el análisis de las partículas colectadas puede hacerse por métodos conocidos: espectroscopía de emisión, fluorescencia por Rayos X, espectrometría de absorción atómica, espectrofotometría, activación por neutrones, etc.

A través de la información disponible, los más bajos niveles de detección para el Pb se obtuvieron por espectrometría de absorción atómica solubilizando el plomo en medio ácido y calentando esta solución con un atomizador de grafito hasta aproximadamente 3000 °C. El límite inferior de detección es del orden de los 10^{-10} g.

Nuestro método, consiste en un caso especial de análisis por activación, ya que no se utilizan neutrones para inducir la reacción sino partículas cargadas.

Mediante la irradiación de Pb metálico, usando la técnica de stacked foils, con partículas alfa y deuterones acelerados en el sincrociclotrón de la CNEA, se determinaron, por los análisis de los espectros gama de los productos formados las secciones eficaces de formación de isótopos del Po y Bi para energías de hasta 55 y 27 MeV respectivamente y el rendimiento de blancos gruesos para la producción de algunos de los isótopos obtenidos a través de estas reacciones.

Por la comparación de todos los parámetros obtenidos, decidimos utilizar el análisis de los espectros gama de los ^{203}Bi ó ^{204}Bi , mediante un detector de Ge intrínseco y analizador multicanal, que se producen por irradiación de la muestra tomada del aerosol con deuterones de 27 MeV.

Este método que se ha incorporado a los servicios que presta el grupo Radioquímica de la Gerencia de Investigaciones, posee las siguientes características: es no destructivo, no puede ser interferido por la presencia de otros contaminantes, posee un límite superior de detección muy alto y un límite inferior menor que 10^{-10} g por muestra y su error es muy bajo.

CALIBRACION ABSOLUTA DE ACTIVIDAD DE I-125

M. del C. Rotta - R. H. Rodríguez Pasquás

Comisión Nacional de Energía Atómica - Dirección de Radioisótopos y Radiaciones

El I-125 es un nucleído ampliamente usado; como su período de desintegración es de 60 días no es posible disponer de patrones permanentes de actividad.

En el presente trabajo se presenta la puesta a punto de un método de calibración primaria por el método de coincidencia X - X que puede llevarse a cabo con una instrumentación sencilla, ya que basta un cristal de pozo de INa(Tl) asociado a un espectrómetro mono o multicanal.

El método de coincidencia X - X aplicado a este nucleído se basa en la determinación simultánea del pico de absorción total de energía del rayo gamma del I-125 o bien de los rayos X - K_{α} - K_{β} asociados a su decaimiento y del pico suma debido a la detección simultánea de las mismas cuando la muestra es medida dentro del pozo de un cristal de INa(Tl).

Se trabajó con muestras líquidas de diferente volumen y dentro de tubos tipo Kahn; dado que el método supone que la eficiencia de medición es la misma para todos los átomos activos, tenemos una restricción en el volumen de solución que se puede emplear.

Si se acepta un error debido a la desigualdad de eficiencias del 3%, debemos trabajar con soluciones de hasta 1,7 ml en tubos de Kahn.

ESTUDIO SOBRE LA APLICACION DEL ANALISIS POR ACTIVACION EN REACTORES NUCLEARES A LA DETERMINACION MULTIELEMENTAL RUTINARIA EN ROCAS SILICATADAS.

R. Espinosa García*+, I. M. Cohen*

* Comisión Nacional de Energía Atómica, Dirección de Radioisótopos y Radiaciones.

+ Dirección Permanente: Instituto Peruano de Energía Nuclear.

Las condiciones que una técnica analítica debe reunir para el tratamiento eficiente de las numerosas muestras geológicas que resultan de una campaña de exploración, podrían resumirse en: gran variedad de elementos analizables; posibilidad de realización de análisis multielementales; sensibilidad y selectividad muy buenas; preferentemente, factibilidad de aplicación no destructiva. En relación a todos estos requerimientos, el análisis por activación neutrónica posee excelentes cualidades para su empleo; no obstante, la determinación rutinaria de un número grande de elementos exige una solución de compromiso para obtener la mayor cantidad posible de información y conservar a la vez un grado de exactitud y precisión adecuadas.

Con el objeto de evaluar las posibilidades de determinación multielemental de elementos menores y trazas, así como la exactitud y la precisión alcanzables en el análisis por activación rutinario de rocas silicatadas, los autores realizaron diferentes ensayos en materiales de referencia. Someramente, el método consistió en la irradiación de los materiales con neutrones predominantemente térmicos y con neutrones epitérmicos, provenientes del reactor RA-3, del Centro Atómico Ezeiza, siguiendo con la medición, a diferentes tiempos de decaimiento, por espectrometría gamma de alta resolución. Se efectuó el análisis de los espectros obtenidos, eligiendo el pico más conveniente para cada radionucleido y definiendo las interferencias posibles. Las concentraciones fueron averiguadas por comparación con diferentes patrones; según las características químicas y nucleares de los elementos, fueron preparados por depósito de soluciones estándar de los elementos a partir de drogas espectrográficamente puras, sobre SiO_2 de alta pureza.

Se formulan las siguientes conclusiones: a) El análisis por activación con neutrones predominantemente térmicos (AANT) permite la determinación ventajosa de Ce, Co, Cr, Cs, Eu, Fe, La, Lu, Na, Sc, y con limitaciones, de Nd y Zn. El análisis por activación con neutrones epitérmicos (AANE) es preferible para Ba, Rb, Sm, Sr, Ta, Tb, Th y U. Hafnio puede ser determinado indistintamente por AANT o AANE, mientras que Ti y Ca requieren una combinación de ambos métodos. b) Algunos elementos que se determinan favorablemente por AANT, tales como Co, Cr, Eu, Fe, La, Lu, Na y Sc pueden analizarse por AANE, pero siempre con pérdida de sensibilidad y, en varios casos, es necesario efectuar correcciones por interferencias debidas a varias reacciones umbral. c) La exactitud, sobre la base de una sola determinación y tomando como referencia los valores recomendados para los materiales estándar, es satisfactoria, y confirma la aplicabilidad de ambos métodos al análisis rutinario. La precisión, basada en la estadística de conteo, se encuentra en el rango de 0,5% a 30%, salvo para el Nd, donde se alcanza el 39%.

Comisión Nacional de Energía Atómica
Gerencia de Protección Radiológica y Seguridad
Departamento de Protección Radiológica

APLICACION DEL METODO DE MONTE CARLO AL CALCULO DE FACTORES DE
CALIBRACION

RIGHETTI ,M - HERNANDEZ, D - CHAGARAY ,J

Se presentó una metodología para hallar los factores de calibración de sistemas de medición utilizados en la determinación de la carga pulmonar de nucleidos gamma emisores de energías mayores de 100 Kev. El modelo matemático utilizado consiste en la aplicación del método de Monte Carlo al Transporte de fotones en un fantoma heterogéneo MIRD V. Este fantoma es una representación matemática del hombre de referencia definido en la publicación 23 del ICRP y contempla tres medios (tejido blando, óseo y pulmonar).

El código entrega la distribución de fotones que incidieran sobre el detector y un espectro similar al que da un analizador multicanal permitiendo obtener la eficiencia del sistema para fuentes puntuales ubicadas en el centro de cada pulmón o fuentes uniformes distribuidas. Se presentan además, los factores de calibración medidos sobre modelos físicos desarrollados con un fantoma tejido equivalente Remab. Los resultados obtenidos con ambos modelos (físico y matemático) muestran una excelente correlación lo que indica la exactitud de la metodología presentada.

EVALUACION DEL DESARROLLO DE PROCESOS DE RADIACION EN POLIMEROS

DOCTERS, Edgardo H

GONZALEZ, María E.

Comisión Nacional de Energía Atómica

La importancia de los procesos de radiación aplicados a polímeros se ha visto incrementada en los últimos años, no sólo en el campo industrial, sino también en el biológico, especialmente en lo referente a los denominados biomateriales y biocomponentes.

El presente trabajo tiene por objeto evaluar los resultados en los distintos campos a los que se ha extendido.

La radioesterilización de productos biomédicos descartables constituyó, desde hace alrededor de veinte años, una de sus principales aplicaciones en el campo industrial en muchos países.

Además, la modificación de polímeros mediante la producción de reticulación o degradación moleculares ha sido llevado a cabo exitosamente. Una muy amplia investigación se ha efectuado en el campo del "grafting" (copolimerización de monómeros sobre polímeros) en plásticos y fibras textiles naturales y artificiales, por el cual se pueden producir modificaciones beneficiosas en el polímero original. Su aplicación en escala industrial depende obviamente de la relación ventajas obtenidas/costos, siendo en el campo de los plásticos donde ha tenido más éxito.

También por este proceso, se pueden producir membranas permselectivas, de utilización industrial o biológico pero el mismo, si bien los resultados publicados han sido buenos, no ha pasado aún de escala piloto.

En el campo biológico, una reciente aplicación la constituye la inmovilización de biocomponentes (enzimas, bacterias, anticuerpos) sobre polímeros y drogas (p.ej: anticáncer) soportadas y liberadas gradualmente dentro del organismo.

De lo mencionado surge el Proceso de Radiación en polímeros como uno de los más importantes, estando actualmente en rápida expansión.

IRRADIACION DE ESPECIAS: CANELA Y CLAVO DE OLOR
ASPECTO MICROBIOLOGICO Y EVALUACION SENSORIAL
LESCANO GRACIELA
COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

Las especias presentan una elevada contaminación microbiana, en consecuencia constituyen un problema en la industria alimentaria y un riesgo para la salud pública.

En este trabajo se analizó la posibilidad de la aplicación de las radiaciones ionizantes para reducir la flora bacteriana de canela y clavo de olor, provenientes del sur de Asia y el norte de Africa, respectivamente.

Se aplicó 10 kGy, dosis máxima aceptada por el comité mixto de expertos de la OIEA, FAO y OMS para alimentos, y una dosis menor de 7 kGy.

Las especias se irradiaron y almacenaron envasadas en bolsas de polietileno, y se conservaron a temperatura ambiente durante un año.

Durante este período se realizaron recuentos totales de: bacterias aerobias mesófilas, hongos y levaduras, coliformes totales, enterococos, *S. aureus*, salmonella, esporulados: aerobios mesófilos, aerobios termófilos flat sour, anaerobios mesófilos, anaerobios termófilos, anaerobios termófilos productores de SH_2 y *C. perfringens*. También se realizaron evaluaciones sensoriales.

Con las dosis aplicadas obtuvimos valores promedios de reducción de la flora que oscilaron alrededor de cuatro décadas.

Durante el tiempo de almacenamiento, el número de microorganismos en el testigo creció menos de una década, mientras que las muestras irradiadas mantuvieron el nivel alcanzado con la irradiación.

Los resultados de las pruebas sensoriales indicaron que no hay diferencias significativas entre las muestras testigos e irradiadas en la evaluación del aroma, sabor y color.

PROYECTO COBALTO 60

G. B. Baró, G. Guerrero y E. Rivarola

Dirección de Radioisótopos y Radiaciones. Proyecto Cobalto 60

La Central Nuclear Embalse, está dotada de acuerdo a lo previsto, con barras a justadoras, compuestas principalmente por cobalto metálico lo que permite la producción de grandes actividades de Co-60 que debe ser aprovechado para la fa bricación de fuentes intensas de radiación, ya sea como fuentes para uso médi co ó como fuentes de alta actividad para uso industrial. El consumo de Co-60 en el mundo se estima que es del orden de los 50 millones de curies por año con tendencia a aumentar debido a nuevas aplicaciones de la radiación para la conservación de alimentos, la rad ioesterilización de barros cloacales para abo nos y otros grandes usos. Esta circunstancia permite avisorar un excelente mer cado para la producción de fuentes intensas de radiación, aprovechando una o portunidad poco común, como es la facilidad de obtener actividades del orden de los tres millones de curies anuales de Co-60 en la Central Nuclear de Emba lse.

En noviembre de 1983 se iniciaron las primeras negociaciones con dos países del hemisferio norte para la venta de Co-60. En una primera etapa el Co-60 se venderá sin encapsulación previa, pero a partir de 1985 se ha previsto que par te del Co-60 producido podrá ser vendido en forma de fuentes selladas fabrica das en el país.

En estos momentos existen en el C.A.E., instalaciones (1 celda caliente y 1 pi leta de almacenamiento) que son adecuadas para el desarrollo de la tecnología de fuentes selladas y una producción piloto muy limitada de este tipo de fuen tes. A su vez la pileta de almacenamiento permite un almacenaje de alrededor de un millón de curies. Es por lo tanto necesario contar con nuevas instalacio nes para poder procesar todo el cobalto-60 producido por la C.N.E. Se está pro yectando por lo tanto nuevas instalaciones para el encapsulado, calibración y ensayos de fuentes intensas de radiación de Co-60, tanto para uso industrial como para radioterapia. Estas instalaciones comprenderían en general, de lo si guiente:

- a) Un conjunto de tres celdas calientes, con capacidad de operar hasta un mi llón de curies, equipadas convenientemente (Puente Grúa, máquina para sol dar, telemanipuladores, ventanas visoras, etc.)
- b) Una pileta que permita almacenar tres millones de curies dotada de herramen tal para la manipulación de grandes actividades de Co-60.
- c) Contenedores para transporte de Co-60, con capacidad para 400.000 Ci cada uno.

Estas instalaciones, una vez terminadas permitirían procesar el Co-60, en for ma de fuentes selladas que podrán ser ubicadas en el mercado internacional. El Co-60 en forma de fuentes selladas, tiene un precio del orden de 1,20 dólares estadounidenses, lo cual significaría que podrían ingresar una suma importante de divisas en el país.

Las inversiones para poder contar con estas instalaciones podrán deducirse del ingreso por la venta de Co-60, ya sea sin procesar o en forma de fuentes, que se obtendrá durante los tres primeros años que demandará la imple mentación del proyecto.

Es importante hacer notar que con estas pro visiones nuestro país, se encontra ría capacitado para producir fuentes intensas de radiación en cantidades del orden de los Mega-Curies de Co-60 y se transformaría en el 7º u 8º país que po sea este tipo de tecnología.

PRODUCCION DE COBALTO-60 Y SU IMPORTANCIA DESDE EL PUNTO DE VISTA OPERATIVO PARA LA CENTRAL NUCLEAR EN EMBALSE

Miguel A. JOSEPH - Eduardo A. MESSI

CENTRAL NUCLEAR EMBALSE - COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

Las Barras Ajustadoras de la Central Nuclear en Embalse están constituidas fundamentalmente por lápices de Cobalto. Con un tiempo de irradiación de aproximadamente un año (con un factor de carga del 85%) se consigue una actividad específica del orden de 100 Ci/gr ó lo que es lo mismo unos 3.500.000 Ci totales de Cobalto-60.

El precio actual del Cobalto-60, en el mercado internacional varía entre algunos centavos de dolar hasta algo más de un dolar por cada Curie, según se comercialice en bruto (a granel) ó en forma de fuentes selladas.

Por este motivo el ingreso, producto de la comercialización del mismo podría llegar a más de cuatro millones de dolares. Estos ingresos medidos en comparación con el producto de la venta de energía, pueden considerarse relativamente escasos, no obstante, su gran importancia radica en que este ingreso se produce en divisas.

Dada la actual situación, este, se considera, deberá ser el aporte necesario que solucione los problemas existentes para la obtención en forma rápida e independiente de los repuestos de importación, a causa fundamentalmente de los inconvenientes de orden administrativos que hacen que la puesta en planta de los mismos se demore más alla de lo recomendable. También esta limitación el stock almacenado dado el menor tiempo de reposición.

Asimismo es importante y conveniente para la planta poseer una facilidad para el procesamiento de Cobalto en bruto extraído del reactor, obviando inconvenientes de transporte de grandes recipientes blindados conteniendo alrededor de 400.000 Ci. Además darían a la planta una fisonomía de un centro nuclear que produce elementos que ayudan al bienestar general de la población.

Por otro lado el poseer esta facilidad incrementa sustancialmente el ingreso dado que el valor agregado al producto es mayor que el 100%.

PROGRAMA DE ENTRENAMIENTO PARA EL RECAMBIO DE LAS BARRAS AJUSTADORAS DE COBALTO EN LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE

J.A. BUSCAGLIA - E. MESSI - J.A. NATALUCCI

CENTRAL NUCLEAR EMBALSE - COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

Las Unidades Ajustadoras de las Central Nuclear en Embalse, utilizadas para la regulación del Reactor, están parcialmente constituidas por lápices conteniendo cilindros de Co (Slugs). Este Co irradiado tiene un alto valor estratégico y comercial, dado que se lo puede utilizar en la fabricación de fuentes selladas para diversos usos, o bien se lo puede vender a otros países sin procesar (a granel).

Por ese motivo y considerando la limitación presentada por el recipiente blindado (flask), y por la actividad específica de cada barra es necesario establecer un programa periódico de reemplazo de las Barras Ajustadoras. Este programa ha motivado que distintos sectores de C.N.E.A. hayan operado en forma conjunta de modo de cubrir todas sus fases, desde las técnicas hasta las comerciales.

Teniendo en cuenta que las Barras Ajustadoras irradiadas configuran una fuente de radiación intensa, es necesario extremar las precauciones desde la etapa de extracción desde el Reactor, hasta la de desarme en piletas y posterior envío fuera de la Central. Por ello, y debido a que es una operación que se ejecutará por primera vez en el país, se ha implementado un programa paralelo de entrenamiento del personal involucrado en las tareas de recambio de Barras Ajustadoras.

Dicho programa fué elaborado en forma conjunta entre los sectores de Ingeniería en Planta (C.N.E.) e Ingeniería SPC y consistió en: preparación de procedimientos preliminares, construcción de una facilidad de ensayo (mock-up) para operar con el recipiente blindado, diseño y fabricación de herramientas y dispositivos para el manipuleo en piletas y fabricación por parte de la Gerencia de Desarrollo de un modelo " falso" de Barra Ajustadora para su utilización durante el entrenamiento.

La implementación de este programa de entrenamiento no solamente será beneficioso en la economía rem/hombre sino que permitió detectar y solucionar algunas falencias tales como: herramental y dispositivos insuficientes para el manipuleo en piletas y defectos de diseño de los mismos.

EXTRACCION Y DESPACHO DE COBALTO-60 EN LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE

Roberto H. CESARIO (**) - E.A. MESSI (*)

(*) CENTRAL NUCLEAR EMBALSE - COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

(**) GERENCIA DE INGENIERIA D.C.N. COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

En la Central Nuclear en Embalse, además de la producción de energía eléctrica se obtiene, Cobalto-60 mediante las Barras Ajustadoras del Sistema de Regulación del Reactor que contienen lápices de Cobalto sin irradiar.

Las aplicaciones de este producto pueden resumirse en el campo medicinal para terapia de enfermedades y para esterilización de elementos descartables, y en el ámbito industrial en lo concerniente a ensayos no destructivos (Ej. Gammagrafía), irradiación de alimentos y control de plagas.

La extracción de las Barras Ajustadoras es un proceso que debe llenarse a cabo con la protección radiológica adecuada dada la actividad específica que posee cada barra (aprox. 100 Ci/gr. al cabo de un año de irradiación con un factor de carga del 85%). Considerando la extracción de las 21 barras, la actividad total a manejar es de aproximadamente 3.500.000 Ci.

Por este motivo se ha previsto un programa especial para la ejecución de dicha tarea.

El mencionado programa prevé las etapas de puesta a punto de herramental necesario para la operación, entrenamiento y calificación del personal interviniente, extracción de barras del reactor, transporte a piletas, desarme y medición de actividad bajo agua, acondicionamiento de los lápices para transporte y despacho de los contenedores.

TRANSPORTE DE ALTAS ACTIVIDADES DE ^{60}Co POR CARRETERA

°Ayala, L.C., °Magnavacca, C., *Graíño, J.G., °Bas, V., °Cannistraci, C., y °Baró, G.B.

° Proyecto Cobalto 60. CNEA.

* Departamento de Aplicaciones Tecnológicas. Gerencia de Aplicaciones. CNEA.

El transporte de grandes actividades de material radiactivo ha sido practicado durante décadas en países de elevado desarrollo de la industria nuclear, con especial atención al traslado de elementos combustibles "quemados".

El Proyecto Cobalto 60 debe cubrir, entre otros, el aspecto del a carreo sin riesgo por carreteras públicas y por vía marítima de este isótopo resultante de la operación de la Central Nuclear Embalse, ya sea para consumo interno como para exportación.

Este transporte, en una sola operación, supera los parámetros habituales: Representa el 5% del total del comercio mundial de ^{60}Co ; significa el transporte de 100.000% más que todo el material radiactivo comercializado en el país durante 1983, se lo acarrea por vía terrestre a lo largo de 800 Km durante 24 horas, mientras que en igual lapso el transporte del material radiactivo comercializado en el país (tres días de 8 horas diarias con tres vehículos terrestres) cubren 1.800 Km. La carga máxima de material radiactivo por vehículo de transporte es de 800.000 Ci (dos contenedores con 400.000 Ci de ^{60}Co cada uno) en tanto que la carga máxima por vehículo de comercialización interna puede llegar a 15 Ci de ^{99}Mo .

El transporte del cobalto se realizará en un convoy de tres camiones con por lo menos dos vehículos de apoyo, lo que representa una dotación mínima de 11 personas; el transporte de material radiactivo de comercialización interna ocupa una dotación de seis personas distribuidos en tres vehículos tipo rancheras.

En esta primera oportunidad, se trata de proponer y experimentar criterios y metodología para el acarreo de aproximadamente 3 MCi de ^{60}Co .

FABRICACION DE FUENTES SELLADAS DE ALTA ACTIVIDAD

A. Mondino, C. Gereao, R. Marqués, A. Manzini

CNEA - Gerencia de Fabricaciones

Departamento de Producción de Radioisótopos

Dentro del programa de producción de fuentes selladas se encontraban presentes dos objetivos fundamentales: la preparación de fuentes de Co-60 para ser utilizadas en equipos de telecobaltoterapia y para ser instaladas en sistemas de irradiación industrial. Estos objetivos están íntimamente ligados a la posibilidad de contar con la materia prima, es decir Co-60, en el País. Como es sabido, las barras de regulación fina del reactor de potencia de la Central Nuclear de Embalse, contienen cobalto, por lo que como producto secundario de la generación de energía eléctrica, se obtendría el material base para cumplir con nuestros propósitos.

Se describe en el presente trabajo la primera parte del proyecto que hace a la provisión de fuentes selladas de uso médico. Con el objeto de definir las características se solicitó asesoramiento al Departamento de Fuentes Intensas de la CNEA, para así determinar el tipo de fuente más utilizado.

En base a los datos aportados y a la determinación de las dimensiones útiles en los portafuentes respectivos, se efectuó el diseño conceptual del prototipo de fuente desarrollado.

Por otra parte, se describe las características del programa a iniciar con fines de producción de fuentes selladas de uso industrial.

FUENTES DE IONES PARA EL ACELERADOR TANDAR
ESTADO ACTUAL Y POSIBILIDADES FUTURAS

A.Tersigni, M.González, O.Professi

Dto. de Física - Div. Ingeniería
Comisión Nacional de Energía Atómica

El acelerador TANDAR acelera iones que van desde Hidrógeno hasta Uranio. La producción de aquellos se efectúa en fuentes especiales llamadas fuentes de iones. Dichas fuentes están montadas, junto con otros equipos, dentro de una configuración cilíndrica denominada inyector, que es el encargado de adecuar el haz de iones negativos para que luego éstos sean acelerados en el acelerador TANDAR. Las partículas negativas son analizadas y dobladas en un imán a 90° y, por último, son preaceleradas con una energía de 330 keV antes de entrar en el acelerador tandem, de 20 MV en el terminal.

Se dispone de tres fuentes para la producción de iones: Duoplasmatrón, Sputtering y Alphasatross.

Se expondrán los resultados obtenidos con cada una de ellas.

CONTROL DIGITAL EN UNA PLANTA DE AGUA PESADA

Bartolomé DROZDOWICZ *

Roberto Luis GODOY *

Arnoldo PARODI **

Rubén Alejandro QUIROS *

* INGAR - Instituto de Desarrollo y Diseño

** Comisión Nacional de Energía Atómica

Este trabajo es una consecuencia de la participación en la definición y programación de un Sistema de Control Digital con observación y comando centralizado desde la Sala de Control a través de TRC (Tubos de Rayos Catódicos) para la Planta Experimental de Agua Pesada de la Comisión Nacional de Energía Atómica.

Se resumen las distintas etapas ejecutadas durante el desarrollo del proyecto desde la justificación de la instalación de un Sistema Digital hasta su configuración.

El carácter experimental de la Planta requiere de un Sistema de Control con gran flexibilidad ante posibles modificaciones de la política de control y gran capacidad de almacenamiento de datos, características que cumple eficientemente un Sistema Digital. Además, dada la gran cantidad de señales binarias y analógicas involucradas, un Sistema Digital con unidades de control distribuidas geográficamente posee también una justificación económica por el ahorro de cableado.

Un aumento de confiabilidad en el control, se logró mediante una adecuada distribución funcional de señales entrada-salida entre las distintas unidades de control, con un mínimo nivel de redundancia, para permitir la continuidad operativa del proceso aún ante falla de algunas de ellas.

A fin de obtener una correcta operación del proceso desde Sala de Control se organizó la información a presentar en las pantallas de comando y observación en forma jerárquica, brindando una visión global del proceso y el direccionamiento lo más rápido y preciso posible a los niveles de operación para permitirle al operador identificar, analizar y responder ante cada situación o estado de la planta.

Cada etapa del proyecto tuvo como principal objetivo la confiabilidad del Sistema, exigiendo una correcta definición de los criterios utilizados teniendo en cuenta que una planificación inadecuada trae aparejado un bajo rendimiento global del sistema, con una disminución de su confiabilidad y una ineficiente interfase hombre-máquina.

ASPECTOS TECNICOS Y FILOSOFIA DE DISEÑO DE LOS TABLEROS DE COMANDO
DEL REACTOR RP-10

Alejandro F. ACKERLEY - Gustavo A. JUAREZ

Comisión Nacional de Energía Atómica

Dirección de Investigación y Desarrollo - Gcia. Procesos Químicos

Departamento de Instrumentación y Control

El presente trabajo tiene por objeto dar a conocer los lineamientos generales que fueron tenidos en cuenta en la etapa de diseño y desarrollo de los tableros que forman parte del pupitre de comando del reactor RP-10.

Se hace referencia a diseños anteriores, especificándose de qué manera, a través de la experiencia, se fueron introduciendo modificaciones desde el punto de vista de la funcionalidad considerando aspectos inherentes a la operación del reactor, pero sin descuidar los aspectos técnicos vinculados con el montaje y mantenimiento.

Se efectúa una descripción de cada uno de los tableros que forman parte del pupitre, analizando en forma detallada las características y funciones de los mismos.

Como corolario se evalúan los criterios utilizados en la elaboración de los ensayos de aceptación de los tableros.-

SOFTWARE DEL MANTENIMIENTO DE LA INSTRUMENTACION NUCLEAR
DEL REACTOR RP-10

José Luis ROCA - Ricardo Oscar JULIA

Comisión Nacional de Energía Atómica

Dirección de Investigación y Desarrollo - Gcia. Procesos Químicos

Departamento de Instrumentación y Control

A través del presente estudio se optimiza el programa de mantenimiento y se organiza todo su contenido de tal forma de minimizar costos de operación y funcionamiento del mantenimiento correctivo y/o preventivo de la instrumentación nuclear del reactor RP-10.

Entre otros aspectos se tienen en cuenta para los costos:

- el de reparación de equipos
- el del stock de repuestos de equipos
- el de entrenamiento de personal
- el del cliente

El fin inmediato es el de optimizar el tiempo entre test periódicos con mínimo costo a personal de mantenimiento constante y adicionar a ese costo el del cliente y el del programa de capacitación.-

ACTUALIZACION DE LA INSTRUMENTACION DESTINADA A REACTORES

EXPERIMENTALES EN LA C.N.E.A.

F.F. Dall'Osto - L.M. Giuliadori - C.G. Hofer

Comisión Nacional de Energía Atómica

Dirección de Investigación y Desarrollo - Gcia. Procesos Químicos
Departamento de Instrumentación y Control

Una de las funciones básicas del Dpto. de Instrumentación y Control de la C.N.E.A., es generar los desarrollos industriales necesarios para implementar la instrumentación destinada a la medición y control nuclear, y al enclavamiento y seguridad, de los reactores experimentales diseñados (ó en operación) en la C.N.E.A., contemplando su posible aplicación en los reactores destinados a Centrales Nucleares.

La línea de equipos desarrollados hasta 1981, que permitió equipar al reactor RA-6, así como contratar en ese momento la provisión para el reactor peruano RP-10, ha sido objeto de continuos estudios destinados a optimizarlos y/o actualizarlos.

Una descripción de los logros alcanzados y las tareas encaradas durante el último bienio, constituye el temario a desarrollar. Entre otros se pueden mencionar los nuevos diseños de: impulsímetro, escalímetro, comparadores múltiples de alarma, lógicas de enclavamiento y movimiento de barras de control, amplificador campbeliano, indicador de posición para la máquina de recambio de elementos combustibles de la Central Nuclear en Embalse, etc.

INTERFASE UNIVERSAL DE DATOS

Claudio VERRASTRO

Comisión Nacional de Energía Atómica

Dirección de Investigación y Desarrollo - Gcia. Procesos Químicos

Departamento de Instrumentación y Control

Con el desarrollo de nuevas tecnologías que hacen posible el uso de equipos electrónicos para la adquisición de datos en todas las ramas de la ciencia y la investigación, el volumen de información (datos) a manejar fue creciendo en forma exponencial en los últimos tiempos.

Los equipos que recolectan estos datos son de una gran diversidad en su tipo y modo de funcionamiento, esto hace necesaria la búsqueda de nuevos métodos para el ingreso de datos (más veloces y eficientes) a las máquinas que han de procesar esta información.

Por otra parte se deberá compatibilizar el formato y el soporte de dicha información, proveniente de distintos equipos de adquisición con la/las computadoras usadas para su análisis.

En un esquema convencional los equipos que adquieren la información producen un listado en papel, estos datos deben ser volcados en tarjetas perforadas (virtuales o no) para ingresarlos al Computador Central. Este proceso es costoso y lento, por otra parte está sujeto a errores por la gran cantidad de digitaciones a efectuar.

La metodología propuesta parte del reconocimiento del disco flexible como medio idóneo como interfase de datos entre los equipos que lo adquieren y el o los equipos que lo procesan. Con esto se obtiene como ventaja mayor velocidad, tasa de errores muy baja, menor costo operativo, practicidad de manejo (1 disco equivale a 6400 tarjetas), etc.

Para su implementación fue desarrollado un equipo basado en microprocesador, capaz de adaptarse a cualquier aplicación.

DETECTOR GASEOSO DEL TIPO AVALANCHA SENSITIVO A LA POSICION

H. Giraut

L. Birstein

F. Rechencq

INVAP S.E.

Se describe a continuación una síntesis del desarrollo y posterior construcción de un detector gaseoso de placas paralelas del tipo avalancha sensitivo a la posición. Este dispositivo ha sido construido por requerimiento de uno de los grupos de Física Nuclear Experimental de la CNEA vinculados con el proyecto TANDAR. Este detector ha sido especialmente diseñado para ser utilizado en mediciones de tiempo de vuelo con iones pesados.

El detector consta básicamente de tres planos dispuestos paralelos entre sí, con una separación de 1.5 mm. entre ellos. El cátodo consiste en un conjunto de franjas horizontales de Au depositadas por evaporación en alto vacío sobre una lámina de mylar. De este plano se obtiene la información de la posición de la partícula incidente a lo largo de la coordenada Y. El plano central está constituido por un sistema de alambres de Tungsteno paralelos entre sí, tensados perpendicularmente con respecto a las franjas anteriormente mencionadas. Este plano provee la posición de la partícula incidente a lo largo de la coordenada X. La sensibilidad a la posición en los dos planos mencionados se obtiene a través del método de división de carga. El ánodo consiste en una lámina de mylar sobre la que se ha depositado una capa de Au por evaporación en alto vacío. Finalmente todo el sistema se encuentra montado en una caja de Acero Inoxidable que tiene dos ventanas de mylar (8 x 10 cm² de Area) dispuestas a ambos lados del detector lo que permite soportar la presión de trabajo (10Torr-Iso-butileno)

Mediciones preliminares hechas con estos detectores permiten estimar valores del orden de 650 pseg FWHM para la resolución temporal.

Los valores típicos para la resolución espacial en estos detectores corresponden a:

ΔX : 2 mm FWHM

ΔY : 5 mm FWHM

CONTROLADOR DE VIDEO EN NORMA CAMAC

T.Schmukler - D.S.Camín

Div. Ingeniería - Dto. de Física
Comisión Nacional de Energía Atómica

Para la presentación de los parámetros del separador de masas del Proyecto NAVE (Núcleos Alejados del Valle de Estabilidad) del Proyecto TANDAR, se requiere una interfase entre el bus CAMAC y un televisor convencional. Esta interfase, íntegramente desarrollada en el Laboratorio de Electrónica, fue construida en un módulo CAMAC y permite presentar hasta 64 filas de 80 caracteres con atributos visuales. Un lápiz de luz permite la selección de parámetros requeridos por el sistema de control. Posee me moria local de 2K caracteres.

Para su implementación se utilizó un microprocesador 8085 y un controlador de TRC 8275.

Los comandos CAMAC se decodifican por hardware y/o software y se han implementado 37 de ellos, lo cual confiere una gran versatilidad al programador del sistema de control.

IMPULSIMETRO CON RANGO AUTOMATICO Y MANDO REMOTO

Gustavo O. Trombetta - Luis M. Giuliodori

Comisión Nacional de Energía Atómica

Dirección de Investigación y Desarrollo - Gcia. Procesos Químicos

Departamento de Instrumentación y Control

Para la actualización de la instrumentación de arranque de los reactores de experimentación, se desarrolló un medidor de tasa de pulsos aleatorios, con mejores características de operatividad que los disponibles actualmente.

Este nuevo instrumento provee una indicación lineal del flujo neutrónico, durante las cinco primeras décadas, con cambio automático de rango, selector de error estadístico y mando remoto.

Posee además, una indicación del logaritmo del flujo y otra de la tasa de crecimiento del mismo.

En el presente trabajo se describen los criterios generales utilizados en el diseño, la arquitectura funcional de la electrónica aplicada y las especificaciones del equipo.-

CAMARA DE DISPERSION PARA REACCIONES CON IONES PESADOS

D.R.Napoli, C.E.Palacio, A.N.Proto, D.Otero, J.C.Rodriguez,
D.A.Simoncelli.

Depto. de Física, Proyecto TANDAR, CNEA.

El propósito de este trabajo era el de implementar una facilidad experimental que permitiera combinar sistemas de detección del tipo: tiempo de vuelo, cinemático de coincidencias, telescopios de estado sólido y gaseoso y fuera lo suficientemente flexible como para preveer futuras demandas experimentales en experiencias con iones pesados.

Basándonos en trabajos previos de otros laboratorios (en especial el Weizman Institute of Science que nos facilitó planos de su equipo en uso) se desarrolló una cámara de ventana deslizante que esquemáticamente es un cilindro de 68 cm de diámetro y 32 cm de altura. Sobre su pared lateral tiene tres ventanas (dos de 15 cm y otra de 5 cm de altura) en las que es posible montar dos brazos móviles que soportan los sistemas de detección de forma de poder variar el ángulo entre detectores entre 35° y 180° , y una banda deslizante adosada al tubo de entrada de haz que posibilita a su vez rotar la cámara juntamente con los brazos 43° para cada lado respecto de la dirección del haz (esto permite medir cualquier ángulo de dispersión menor que 160°). Además en su interior cuenta con 3 platos (anillos concéntricos) cuyo movimiento está comandado remotamente bajo el control de un sistema basado en un microprocesador que permite programar totalmente las secuencias de medición. La jaula de Faraday está situada en el interior de la cámara, el haz puede ser monitoreado por detectores colocados en diferentes posiciones angulares y es posible intercambiar hasta 8 blancos sin romper el vacío que es mantenido por una bomba turbomolecular justo debajo de la zona donde se produce la reacción.

CONTROLADOR AUTONOMO PARA NORMA CAMAC

M.Satinosky - T.Schmukler

Div. Ingeniería - Dto. de Física
Comisión Nacional de Energía Atómica

El sistema de control del Proyecto NAVE (Núcleos Alejados del Valle de Estabilidad), perteneciente al Proyecto TANDAR, fue implementado en norma CAMAC. Para ello se diseñó un controlador autónomo basado en un microprocesador.

En el laboratorio se desarrolló, en consecuencia, un módulo CAMAC destinado a correr el programa del sistema de control y programas de diagnóstico.

Este módulo, que utiliza un microprocesador 8085, ejecuta las funciones CAMAC más rápido que similares unidades comerciales. Esto se logró gracias a un eficiente uso del bus de direcciones del microprocesador.

En este informe se describen las características de este controlador.

ESPECTROS DE FLUCTUACIONES DE CONTADORES DE FISION Y TRANSPORTE DE CARGA

Emilio MATATAGUI - Pedro SABATE PUIGMAL

Comisión Nacional de Energía Atómica

Dirección de Investigación y Desarrollo - Gcia. Procesos Químicos

Depto. de Instrumentación y Control

Mediante un prototipo de CF con depósito de convertidor en un solo electrodo, se estudiaron aspectos relacionados con el transporte y colección de cargas en el CF frente a radiación. Se estudia el CF por técnicas espectrométricas y de fluctuaciones, con diferentes presiones de gas de colección, con fondo alfa, con neutrones y radiación gamma. Se discute la correlación entre estos resultados experimentales y un modelo teórico simple, que tiene en cuenta la distribución espacial de los pares ion-electrón a lo largo de la traza de las partículas ionizantes. Estos resultados permitirán diseñar un CF de características adecuadas a utilizarse en un sistema Campbell.

CAMARAS DE IONIZACION GAMMA DE AMPLIO RANGO

S. FICHTENBAUM - E. MATATAGUI

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

DIRECCION DE INVESTIGACION Y DESARROLLO - GCIA. PROCESOS QUIMICOS

DEPARTAMENTO DE INSTRUMENTACION Y CONTROL

Se desarrolla una cámara de ionización gamma de alta sensibilidad y amplio rango que utiliza mezcla de gases a alta presión. Se describen diseños de guarda para medir pequeñas corrientes y se hace una investigación de la composición de los gases adecuados para una rápida colección de cargas. Se estudia el efecto de un conjunto de electrodos concéntricos en las características de colección de la C.I. Dispositivos de este tipo son de aplicación en el monitoreo de área en Centrales e Instalaciones Nucleares, donde se requiere cubrir situaciones de accidente. En ciertas aplicaciones es posible incluir la electrónica en la C.I. Una electrónica adecuada a estos efectos se describe en este trabajo.-

DOSIMETRO PARA UNIDAD DE TERAPIA RADIANTE

S. FICHTENBAUM (1) - E. MATATAGUI (1) - J. NAKASONE (2)

Comisión Nacional de Energía Atómica

- (1) Dirección de Investigación y Desarrollo - Gcia. Procesos Químicos
Departamento de Instrumentación y Control
- (2) Dirección de Radioisótopos y Radiaciones - Gcia. de Aplicaciones
Division Dosimetría

Se ha desarrollado un dosímetro constituido por cámaras tipo cavidad, con sus respectivos patrones radiactivos y un electrómetro de precisión. Este electrómetro actúa como conversor corriente frecuencia y permite una medición de precisión de la dosis y la tasa de dosis.

Es propósito la obtención de dosis integradas con apreciación de 1% y una dependencia con la energía del 5% en el intervalo 30KV - 1.25 MeV.

ESTUDIO EXPERIMENTAL DE LA SENSIBILIDAD DE DETECTORES DE INCENDIO

L. Rovere - Gerencia de Proyectos Nucleares - TECHINT S.A.

A. Castellanos, V. Navas - Departamento de Ingeniería de Plantas Químicas - CNEA

En una planta radioquímica, donde el proceso exige que se manipulen materiales radioactivos inflamables, se hace necesario contar con un sistema de protección contra incendio que sea capaz de detectar el incidente en su etapa inicial.

En el diseño del sistema de detección es de fundamental importancia la elección del tipo de detector a utilizar, como así también su ubicación, teniendo en cuenta las características del sector a proteger. Debido a las condiciones particulares del caso, se construyó un recinto a escala de características similares a las de la planta. En los ensayos se utilizaron detectores de humo por ionización, detectores de humo ópticos, térmicos diferenciales y térmicos.

Los resultados indican que el primero de ellos es el más rápido en indicar el incidente, aunque la elección final dependerá de su comportamiento en un campo de radiación.

COMPORTAMIENTO DE LOS DETECTORES DE INCENDIO (IONICOS
Y OPTICOS) FRENTE A CAMPOS DE RADIACION GAMMA

Ana M. C de ALLENDE, Victor F. NAVAS y Luis ROVERE*

Departamento Ingeniería de Plantas Químicas. C.N.E.A.

* Gcia. de Proyectos Nucleares. TECHINT

Entre los detectores de incendio de mayor utilización en la industria, figuran los detectores de ionización para gases de combustión y ópticos de humo.

En este trabajo, se analizó su comportamiento en campos de radiación.

Las experiencias realizadas demuestran una disminución en la sensibilidad (retardo en la detección) de los detectores iónicos en presencia de campos de radiación significativos.

Asimismo se analizó el envejecimiento por radiación de las células fotoeléctricas de los detectores ópticos.

EVALUACION DEL ESTADO GENERAL DE LA INSTRUMENTACION
DE UN REACTOR NUCLEAR A TRAVES DE AUDITORIAS TECNICAS

José Luis ROCA - Ricardo Oscar JULIA

Comisión Nacional de Energía Atómica

Dirección de Investigación y Desarrollo - Goia. Procesos Químicos

Departamento de Instrumentación y Control

El presente trabajo es de aplicación a reactores nucleares del tipo experimental o de producción de radioisótopos.

El resultado obtenido mediante esta evaluación indica cuál es el estado de la instrumentación en función de la operabilidad del sistema.

El procedimiento utilizado consiste en la realización de auditorías técnicas donde se evalúa desde el punto de vista analítico cada una de las partes que conforman el sistema de instrumentación.

Estas son:

- Instrumentación nuclear
- Detectores neutrónicos
- Instrumentación convencional
- Monitores de área
- Estado de la instalación
- Documentación
- Mantenimiento

Posteriormente se traspasan los resultados obtenidos a una expresión algebraica empírica ponderada que determina la calificación del estado general de la instrumentación.-

GARANTIA DA QUALIDADE EM ATIVIDADES DE FABRICAÇÃO - QUE ASPECTOS ENFATIZAR?

R.G. Rauter

Nuclebrás Equipamentos Pesados S/A - NUCLEP

O autor examina o elenco de recomendações dos atuais códigos de práticas de garantia da qualidade na área nuclear e, calcado na bem sucedida experiência de uma fábrica de componentes pesados para centrais nucleares de potência (NUCLEP), aponta as áreas de atuação que recomenda como prioritárias para as atividades de garantia da qualidade em fabricação de itens.

A atenção é inicialmente centralizada no estabelecimento da documentação que constituirá os futuros registros de garantia da qualidade dos itens produzidos, com ênfase especial no estabelecimento de uma nomenclatura técnica para tais documentos e para os conceitos de maior importância por eles abrangidos. Menciona-se a importância da distribuição controlada dessa documentação aos seus destinatários, de forma a evitar-se o uso de documentos obsoletos, face a revisões posteriores.

É abordado o caráter seqüencial das operações de fabricação e inspeção, com especial ênfase para a importância do controle dessa seqüencialidade, assunto pouco ou superficialmente tratado nos códigos de práticas em vigor. Descreve-se então a sistemática adotada pela empresa utilizada como referência, para transformação dos dados de projeto em atividades de produção, e para a transformação de tais atividades em operações de fabricação e inspeção, através de delineamento ou preparação do trabalho. Graças a tal sistemática, paraliza-se automaticamente a produção sempre que operações sejam suprimidas ou invertidas em sua seqüencialidade, ou que não conformidades tenham sido observadas durante a realização de ensaios ou inspeções pelos órgãos de controle de qualidade.

As não conformidades de fabricação são discutidas, no tocante à sua classificação em categorias e quanto à maneira como elas são solucionadas, com o concurso dos órgãos de projeto, dos órgãos de garantia e de controle da qualidade, e das entidades externas de inspeção independente porventura envolvidas.

Aborda-se ainda o controle das operações por processos especiais de fabricação, especialmente com referência ao extenso conjunto de pré-qualificações envolvido, ilustrando-se alguns dos seus detalhes mais significativos por meio da projeção de cenas tomadas de situações reais e que exemplificam práticas de elevada utilidade para os interessados em garantia da qualidade na fabricação de itens para instalações nucleares ou em empreendimentos congêneres.

CALIFICACION DE PROCESOS Y DE FABRICANTES EN EL AMBITO DE COMBUSTIBLES NUCLEARES

José H.Koll - Gerencia Desarrollo Comisión Nacional de Energía Atómi
ca.

La necesidad de asegurar la calidad de los combustibles nucleares requiere que los procesos de fabricación y asimismo los fabricantes como tales respondan a un sistema de Garantía de Calidad. Esto, unido al alto grado de confiabilidad requerido, exige la calificación de procesos y fabricantes. Para ello se ha creado en el ámbito de la Gerencia Desarrollo de CNEA un Comité Permanente de Calificación.

Este Comité tiene por objetivo el asegurar que los procesos especiales de fabricación y control sean calificados mediante Planes de Calificación, de los que surgen los planes de Ensayos. Estos Planes son discutidos con el fabricante por un especialista nominado al efecto y luego aprobados por el Comité de Calificación.

Una vez ejecutados los Planes, se analizan y evalúan sus resultados y si corresponde son aprobados, en cuyo caso se otorgará la calificación correspondiente.

PROGRAMA DE CONTROL DE CALIDAD PARA EL MONTAJE DE UNA CENTRAL NUCLEAR

Ricardo CALDERON - Francisco BARRERA.

CENTRAL NUCLEAR EMBALSE - SUB-CONSTRATISTA PRINCIPAL DE CONSTRUCCIONES (S.P.C.). - COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

El presente trabajo tiene como finalidad describir el programa de Control de Calidad elaborado para la verificación de las actividades de Construcción desarrolladas por el S.P.C. (Sub-contratista Principal de Construcciones) en la Central Nuclear Embalse, y evaluar la experiencia obtenida luego de su implementación.

Este Programa se basó en la confección de procedimientos, los cuales se enviaban previamente para su verificación y aprobación al Cliente (A.E.C.L.) y en la implementación de los procedimientos que imponía el Cliente.

Se clasificaron los procedimientos en:

- Funcionales.
- Específicos.
- Internos.

PROCEDIMIENTOS FUNCIONALES. Son aquellos que establecían las condiciones de desarrollo de las funciones operativas del Programa de Control de Calidad y establecían las relaciones entre los distintos sectores y el Cliente.

PROCEDIMIENTOS ESPECIFICOS: Son aquellos que correspondían a cada trabajo en particular y contemplaban los requerimientos de ensayos, pruebas, instalación, fabricación, exigencias especiales, normas y los planos de aplicación.

PROCEDIMIENTOS INTERNOS: Son aquellos que describían funciones y actividades internas necesarias para mantener el correcto funcionamiento de la organización.

Así también se emitían Instrucciones Internas de Trabajo cuando no existía una necesidad contractual de preparar un procedimiento sujeto a la aprobación formal del Cliente y toda vez que la naturaleza del trabajo lo requería.

Si bien se cumplió con la totalidad del programa, la experiencia obtenida en la aplicación práctica del Programa de Control de Calidad establecido, demostró lo difícil de contar en el campo con todos los elementos que aseguren el nivel de calidad exigido. En el futuro se deberán realizar ajustes para el desarrollo de los Programas de Control de Calidad que puedan afectar nuevas realizaciones, y que permita una mayor flexibilidad entre los sectores responsables de construir y controlar.

EL ROL QUE CUMPLEN LAS AUDITORIAS REGULATORIAS DE GARANTIA DE CALIDAD EN LA SEGURIDAD DE UNA CENTRAL NUCLEAR

Rodolfo TOUZET

Raúl ROVERANO

Comisión Nacional de Energía Atómica
(Autoridad Licenciante)

Se analiza la importancia de la aplicación de un "Programa de Garantía de Calidad para la Seguridad" a través de todas las etapas del proyecto de una Central Nuclear.

Se efectúa un estudio comparativo entre los criterios de seguridad y protección radiológica y los criterios clásicos de Garantía de Calidad, destacando sus semejanzas y coincidencias.

Se describen las consecuencias derivadas del accidente de Three Mile Island sobre la actividad regulatoria en Garantía de Calidad.

Se indican los objetivos particulares de las auditorías regulatorias de Garantía de Calidad en las distintas fases de un proyecto: diseño, construcción, puesta en marcha y operación.

Se postula un cambio en el formato de los criterios clásicos de Garantía de Calidad, para facilitar su aplicación y control en la Operación de Centrales Nucleares.

Los autores describen algunas experiencias obtenidas durante la construcción y puesta en marcha de la Central Nuclear de Embalse.

PROGRAMA DE GARANTIA DE CALIDAD APLICABLE A UN PROYECTO NUCLEAR -
SUS IMPLICANCIAS PARA LA INDUSTRIA CONVENCIONAL

MARIANO SARRATE

EMPRESA NUCLEAR ARGENTINA DE CENTRALES ELECTRICAS S.A.

Un programa de QA establece que a través de tareas planificadas y ejecutadas sistemáticamente se obtenga confianza en lograr la calidad estipulada.-

QA se relaciona directamente con disponibilidad y seguridad de una central. QA permite una rápida rastreabilidad de la información, cubre todos los aspectos relacionados con la ingeniería de diseño, fabricación, montaje y más tarde de puesta en marcha.-

En este trabajo se hace referencia a aspectos generales del programa de QA aplicable al proyecto CNA II (programa que involucra a ENACE - KWU - CNA y Fabricantes Nacionales y Extranjeros participantes en dicho proyecto).-

- . Se comentan actividades en realización dentro de ENACE, la formación de recursos humanos, la nivelación y la calificación del personal de QA, las necesarias interrelaciones con los distintos sectores dentro de una empresa de ingeniería.-
- . Se indican niveles de calidad, documentos y jerarquía de los mismos, como así también la necesidad de fijar criterios limitativos al volumen de papeles que se generan y que resulta la crítica común a los sistemas de QA.-
- . Se hace referencia a la capacidad que debe presentar un sistema de QA para un proyecto nuclear dado que debe actuar sobre unas 60.000 interfases en las actividades de ingeniería, en unos 15.000 componentes individuales contenedores de presión que corresponde al sistema 1º y planta de vapor, uso de más de 150 especificaciones para comprarlos y aprobarlos, etc.-
- . La información producida en un programa de QA se está tomando actualmente como una importante herramienta para la alta dirección de la empresa que la emplea como control de gestión.
- . La aplicación parcial, dentro de la industria convencional, de los criterios de QA que comentamos, posibilita entrar con más seguridad en los mercados externos dado que calidad y precio determinan la demanda de un producto.-

PROGRAMA DE GARANTIA DE CALIDAD PARA UNA CENTRAL NUCLEAR EN OPERACION

Eduardo DIAZ - Julio César, FERNANDEZ

CENTRAL NUCLEAR EN EMBALSE - COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

Las actividades tendientes a garantizar la calidad son de dos tipos básicos: las programáticas y las relativas a los trabajos.

Las actividades programáticas comprenden las de índole administrativa o directivas, necesarias para asegurar que se ha establecido y se ejecuta un programa apropiado de Garantía de Calidad.

Estas tareas incluyen las relaciones con el establecimiento del programa, la gestión del mismo y el control de los trabajos que puedan influir sobre la calidad durante la explotación.

Las actividades relativas a los trabajos comprenden las de revisión, inspección, examen y ensayo para verificar que se han ejecutado correctamente las tareas estipuladas.

El conjunto global integrado por actividades establecidas y ejecutadas para garantizar el logro de la calidad constituye el " Programa de Garantía de Calidad ".

En todos los casos debe existir un documento donde se explicita en forma clara el Programa de Garantía de Calidad, o sea los objetivos y política de calidad, la organización dentro de la cual se implementará el sistema y la forma en que este sistema será implementado. Este documento se denomina " Manual de Garantía de Calidad para Operación ".

El propósito fundamental de un Programa de Garantía de Calidad para una Central Nuclear en Operación, es proporcionar la estructura básica de un mecanismo de realimentación para permitir a la Dirección operar la Central en forma segura y confiable.

Las metas que se deben alcanzar en todo Programa de Garantía de Calidad para una Central Nuclear en Operación son las siguientes:

- Reducir la posibilidad de condiciones insatisfactorias. PREVENCIÓN.
- Reducir las condiciones insatisfactorias en el tiempo adecuado. CORRECCIÓN.
- Analizar las desviaciones así como las soluciones a adoptar y dar recomendaciones a la Dirección. REALIMENTACIÓN.

UNA TECNICA RECURSIVA PARA EL CALCULO DE
LA CONFIABILIDAD TERMINAL EN UNA RED

Andrea Gloria Rotnitzky.

Instituto Argentino de Matemática (C.O.N.I.C.E.T.).

En este trabajo se propone un algoritmo recursivo para calcular la probabilidad P_{st} de que exista comunicación entre 2 nodos: s(nodo fuente), y t(nodo terminal) en una red.

La representación gráfica de una red está dada por un grafo sobre el que se hacen las siguientes hipótesis:

- 1 - Los nodos son perfectamente confiables(probabilidad 0 de falla).
- 2 - Cada rama puede estar sólo en dos estados:operativo y de falla .
- 3 - Las fallas de las ramas son independientes.

No hay restricciones sobre el sentido de las ramas que pueden ser dirigidas o no.

Muchos métodos existentes en la literatura utilizan una enumeración de todos los caminos simples entre s y t para calcular la confiabilidad terminal.En ellos se busca primero expresar al evento "existe conexión entre s y t" como unión de eventos disjuntos,partiendo de esta enumeración.Nuestro enfoque,si bien se refiere a los anteriores por usar también una enumeración de todos los caminos entre s y t, se diferencia de ellos por calcular la confiabilidad sin encontrar explícitamente los eventos disjuntos;obteniendo una expresión con tantos sumandos como caminos existan entre s y t.

Para cada camino T_i de r_i ramas se obtiene un término que es el producto de r_i factores iguales a las probabilidades de las ramas involucradas en él,por un factor que será una suma algebraica de productos de a lo sumo $L-r_i$ factores(donde L es el número total de ramas que intervienen en la enumeración de todos los caminos);de esta manera se llega a una expresión de la confiabilidad con un número menor de productos que aquellas en donde se identifican primero los sucesos disjuntos,y luego se suman sus probabilidades.Esto permite reducir el error de representación al operar con una computadora.

PROCESAMIENTO DE DATOS PARA EL SEGUIMIENTO DE LA CALIDAD EN EL PRO-
CESO DE FABRICACION DE BARRAS COMBUSTIBLES TIPO ATUCHA I

FRANCIS HORACIO

RUBIO NICOLAS

COMBUSTIBLES NUCLEARES ARGENTINOS S.A. - CONUAR S.A.

El sector Control de Barras y Elementos Combustibles perteneciente a la Gerencia de Garantía de Calidad de la firma CONUAR S.A., ha implementado y puesto en funcionamiento en el año 1983, un sistema de procesamiento de datos, con el objeto principal de realizar, con mayor precisión, confiabilidad y velocidad, el seguimiento de la calidad de las distintas etapas que componen el proceso de fabricación de B.C. Atucha I. Dicho seguimiento se logra mediante el análisis de los informes emitidos por el sistema, permitiendo tomar acciones correctivas en cada etapa, conforme a lo requerido en el Manual de Garantía de Calidad, con la correspondiente disminución de los rechazos y re-trabajos y la consiguiente reducción de los costos de fabricación.-

Para elaborar el actual sistema, fué necesario un estudio preliminar, que determinó la conveniencia de utilizar un procesamiento de datos computarizado en control de calidad, para posteriormente realizar las distintas etapas de la planificación propiamente dicha, para lograr un diseño eficaz del sistema de procesamiento, como ser: disponibilidad de datos, análisis de datos, informes necesarios, tipos de archivos, etc. Estas acciones son descriptas en el presente trabajo.-

El sistema de procesamiento empleado actualmente consiste en una serie de programas básicos, los cuales permiten: el almacenamiento y edición de datos en los diferentes archivos; el cálculo, emisión de informes y graficación de resultados estadísticos.-

El presente trabajo describe dichos programas y la utilización de los informes y gráficos, no solo para el seguimiento de la calidad y sus costos, sino también para los distintos departamentos de la empresa.-

"CONTROL DE DISEÑO O GARANTIA DEL DISEÑO"

Ricardo Werber

TECHINT S.A.

Este trabajo trata sobre el control o la garantía de diseño, aplicados principalmente a instalaciones cuyas normas lo exijan o recomienden, y consta de lo siguiente:

- a) Listado de normas, en donde figura dicho requerimiento.
- b) Resumen y comentarios en relación al contenido, que sobre este tema, contiene la norma Canadiense CSA-Z.299.0-1979. Se ha tomado como referencia a esta norma, pues trae conceptos muy didácticos y específicos. Las restantes, no lo enfocan con la misma claridad, en especial los alcances y la filosofía operativa de los evaluadores del diseño.

- c) Se mencionan los aspectos técnicos y funcionales del área de control de diseño.

Entre los primeros se indican: los distintos tipos de análisis de diseño, sus implicancias en los costos y en la programación prevista partiendo de un ejemplo de un sistema con altas exigencias de seguridad y confiabilidad.

Se menciona la conveniencia del uso de los dos criterios de evaluación; cuando se lo realiza después o durante el proceso de diseño. Se comenta las modalidades de las reuniones e informes de evaluación del diseño.

Se dan los lineamientos del sistema operativo y los procedimientos necesarios a implementarse.

AUDITORIAS Y REVISIONES EN INGENIERIA
(GARANTIA DE CALIDAD EN EL PROCESO DE DISEÑO)

ALFREDO E. BIERNAT

ENACE S.A.

Es muy frecuente y de larga data la realización dentro de las empresas, de Auditorías de tipo administrativo-contable, como así tambien las Revisiones de documentos técnicos por parte de miembros de Ingeniería, no involucrados en la ejecución efectiva de los mismos (checkers).

Pero en los últimos años, especialmente en el campo de la Ingeniería Nuclear y a partir del Código 50-C-QA y de la Guía de Seguridad 50-SG-QA6 del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), se han desarrollado mecanismos de Auditorías y Revisiones en Ingeniería a cargo del personal especializado del Departamento de Garantía de Calidad de las empresas.

Esta actividad nace como consecuencia de los altos niveles de seguridad, confiabilidad, preservación del medio ambiente, mantenibilidad y economía requeridos para proyectos de alta tecnología tales como las centrales nucleares y que tienen su inicio o base fundamental a nivel del diseño de los productos y/o sistemas involucrados.

Es por ello tan necesario el asegurarse que las actividades desarrolladas por Ingeniería de diseño sean realmente efectivas y en un todo de acuerdo a los requerimientos y niveles de calidad establecidos.

El presente trabajo desarrolla en detalle esta actividad definiendo primeramente qué se entiende por Auditoría de Diseño y qué por Revisión del Diseño, para pasar luego a las etapas del proceso de diseño, diferenciando el Diseño Básico del de detalle y sus elementos constitutivos.

QUE ES Y QUE NO DEBE SER LA GARANTIA DE CALIDAD (Q.A.)

DESPUES DE 10 AÑOS DE SU INTRODUCCION EN EL PAIS.

Jorge R. Russo

NUCLAR S.A.

Después de 10 años de incorporado el concepto de Garantía de Calidad en nuestro país, con el plan nuclear argentino, se puede decir que se han disipado casi todas las dudas y preocupaciones, que la interpretación y aplicación de ésta nueva disciplina representa para las empresas de nuestro país. Por ello se ha considerado oportuno hacer un análisis de la experiencia realizada, rescatando pautas que son fundamentales para lograr el objetivo principal de las reglamentaciones y normas sobre Q.A., que es la implementación de un efectivo y eficiente Control de Gestión en las empresas.

Sobre dicha idea en éste trabajo se analizan situaciones que se presentan en las diferentes etapas de la implementación de un Programa de Garantía de Calidad, que permiten definir con mayor precisión QUE ES Y QUE NO DEBE SER EL Q.A.

Comenzando con la estructura organizativa y la asignación de responsabilidades; los requisitos exigidos para la organización de Q.A.; preocupación de la dirección ante los excesos de autoridad que la independencia y autoridad delegada en éste grupo puede generar, y la lucha de poderes entre los distintos sectores de la empresa.

Se discuten los aspectos relacionados con la composición del grupo que desempeña la función de Q.A., para aquellas empresas que están emprendiendo los primeros pasos en la implementación de un programa de Q.A. Otro factor clave tratado es como debe ser cumplida la función por el grupo de Q.A., y su relación con otros sectores que realizan actividades que afectan a la calidad. La necesidad de emplear una mentalidad creativa y con una participación activa en el esfuerzo de la compañía, o estar destinado a funcionar como un cuerpo aislado, separado de las actividades diarias. La necesidad de erradicar el individualismo, propagando el trabajo en equipo en todos los niveles, para ponerse a la altura de los más modernos conceptos de la excelencia empresarial.

El error de poner atención primordial en el cumplimiento del trabajo burocrático, en lugar de centrar la atención en todas las etapas de la generación de un producto es otro punto considerado.

Finalmente se presentan algunos argumentos que juzgan incorrectamente la función de Garantía de Calidad.

CONTRIBUCION A LA CALIFICACION DE LA PLANTA DE POLVO
DE UO_2

D. Marchi, J. Celora, G. Leyva, A. Marajofsky
CNEA-Dpto. Combustibles Nucleares

Con motivo de la puesta en operación de la Planta CFC (Centro Fabril Córdoba) de polvo de UO_2 la autoridad de QA solicitó colaboración en la calificación de la misma. al Departamento Combustibles Nucleares. Se describe en el presente trabajo algunas de las medidas técnicas tomadas en relación con dicha tarea, las etapas, los procedimientos y responsabilidades definidos en relación con los estadios de precalificación y con las diferentes entidades participantes. Los problemas planteados en relación con la calidad del polvo y las soluciones técnicas aportadas para asegurar el suministro conservando niveles de seguridad y economía requeridos en la fabricación de Elementos Combustibles.

DESARROLLO Y PUESTA EN MARCHA DE UN PROGRAMA DE CALIDAD
ACORDE A LA PRODUCCION DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES NUCLEA-
RES PARA REACTORES DE INVESTIGACION Y ENSAYOS.

B.M. Cristan, J.O. Gómez, V.M. Vergara - CNEA, Dto.
Combustibles Nucleares

El programa de fabricación de elementos combustibles con bajo enriquecimiento para reactores de investigación y ensayos, llevado a cabo en el marco del Proyecto ECBE a partir de 1978, trajo implícitamente el problema del grado, sistematización y mantenimiento de la calidad de fabricación.

El desarrollo del presente trabajo expone el criterio utilizado para la puesta en marcha de un programa de calidad, que contempla pasos prácticos de funcionamiento en lo técnico y en lo administrativo, asegurando a su vez, el nivel cualitativo requerido para la seguridad de montaje, funcionamiento y desmontaje del combustible propiamente dicho.

También se describen los pasos a tener en cuenta para la inserción del programa de referencia, dentro de un programa de Garantía de Calidad para insumos de reactores de investigación y ensayos.

En forma general, se muestran los elementos de evaluación metrológica que conforman el laboratorio de inspección y control, instalado en concordancia con el programa de calidad puesto en marcha.

Se explicita, asimismo, la necesidad de elaboración, en un futuro inmediato, de un Manual de Garantía de Calidad que contemple todos los aspectos relativos a la producción de los elementos combustibles nucleares para reactores de investigación y ensayos,

DESARROLLO DE LA ESPECIFICACION PARA EL SUMINISTRO NACIONAL DE POLVO DE DIOXIDO DE URANIO (UO_2) NATURAL

L.A. Alvarez, J.M. Fiori, J.A. Casario
CNEA - Dpto. Combustibles Nucleares

La especificación de polvo de dióxido de uranio aplicable al suministro nacional de polvo de UO_2 elaborado en el Centro Fabril Córdoba destinado a la fabricación de combustibles CNA-I fue desarrollada en el Departamento Combustibles Nucleares, Gerencia Desarrollo, CNEA.

El contenido de la especificación incluye tres líneas básicas:

- . Requerimientos relacionados con la aptitud del polvo para obtener, a partir de él, pastillas combustibles sinterizadas de calidad apropiada para el servicio nuclear previsto.
- . Requerimientos relacionados con características del polvo de UO_2 que se mantienen sensiblemente inalterables durante el proceso de fabricación de pastillas combustibles y que influyen en la performance del combustible.
- . Requerimientos de garantía de calidad incluyendo el plan de controles y ensayos.

En el presente trabajo se enuncian los criterios y fundamentos empleados en la definición de requerimientos de calidad y sus verificaciones asociados a la performance del combustible. Se describen los aportes técnicos e interacciones entre los sectores involucrados: fábrica de polvo, fábrica de combustibles y áreas técnicas de diseño, desarrollo y garantía de calidad de Combustibles Nucleares.

FORMAÇÃO E TREINAMENTO DE PESSOAL PARA O PROGRAMA NUCLEAR DA NUCLEBRÁS

J. Spitalnik, C.Lerner

Empresas Nucleares Brasileiras S/A - NUCLEBRÁS

O programa de formação e treinamento de pessoal, desenvolvido pela NUCLEBRÁS para preparar a mão-de-obra adequada aos objetivos e cronogramas do Programa Nuclear Brasileiro, tem sido um dos elementos fundamentais da absorção de tecnologia nuclear no País.

Esta tecnologia abrange todo o espectro da indústria nuclear incluindo o projeto, a construção e montagem de centrais nucleares, a fabricação de componentes pesados do reator e de partes da central, e o ciclo do combustível. Neste caso, por se tratar de tecnologia de reatores a água sob pressão, desenvolvida pela firma alemã KWU, utiliza-se urânio enriquecido. O enriquecimento se realiza pelo processo de "jet-nozzle", único disponível na época em que foram firmados os acordos de transferência de tecnologia.

A preparação do pessoal necessário para um programa desta dimensão foi e laborada em função de uma previsão qualitativa e quantitativa de mão-de-obra requerida para implantar as diversas atividades nucleares em prazos pré-estabelecidos, e de um programa de formação e treinamento que utiliza a estrutura educativa existente no País, e o treinamento em serviço junto ao detentor da tecnologia para a absorção da mesma. O problema gerencial, em uma atividade tão complexa como a nuclear, foi objeto de uma atenção especial, para assegurar o domínio final da tecnologia transferida. Isto foi conseguido mediante a atuação de gerentes experientes, colocados à disposição pelas firmas estrangeiras associadas à NUCLEBRÁS e que trabalharam em conjunto com os gerentes brasileiros nas etapas de implantação.

Com relação à operação das centrais, foi fabricado um Simulador para treinamento de operadores. Este Simulador incorpora praticamente todos os sistemas da Central de Angra 2, assim como cerca de 150 mal-funcionamentos. O grupo responsável pela preparação dos operadores inclui instrutores qualificados pela KWU, após extenso treinamento, equivalente ao de operador "senior", em centrais nucleares alemã.

SIDEN: SIMULADOR DINAMICO EN TIEMPO REAL PARA ENTRENAMIENTO

Rubén Alejandro M. QUIROS

Bartolomé DROZDOWICZ

Alejandro SCHILIUK

INGAR - Instituto de Desarrollo y Diseño

En toda Planta Nuclear es prioritario el concepto de seguridad, por lo tanto resulta muy importante eliminar toda posibilidad de error o falla.

Tal vez el error más difícil de prevenir es el humano, pues no se lo puede prever en la etapa de diseño; sin embargo, es posible aumentar la confiabilidad en este aspecto contando con operadores bien entrenados. No resulta conveniente que este entrenamiento se realice sobre la Planta real dado los riesgos que ello implica. De allí la utilización generalizada de sesiones de entrenamiento en base a simuladores dinámicos que permiten la capacitación tanto en el funcionamiento normal de la Planta (para operadores ingresantes) como en las posibles situaciones de emergencia (para operadores con experiencia) a cuyo fin se proveen menús de fallas, a ser accionadas por el instructor de la sesión.

El trabajo presenta el desarrollo de un simulador dinámico en tiempo real para entrenamiento (SIDEN).

SIDEN posee un software de desarrollo totalmente propio y un hardware compuesto por una computadora PDP 11-40 (DEC), más una interface industrial ICS, la cual se vincula con un panel de control convencional.

Se detalla fundamentalmente la parte "software", constituida por varios programas (tareas) que comparten un área común de datos y corren en forma sincronizada atendiendo a requerimientos de tiempo real y atención de los periféricos del sistema (terminal del instructor, panel de control, archivos de registro secuencial, etc). Los principales programas que componen el sistema son : Tarea sincronizadora, que realiza la temporización y organización dentro del ciclo periódico; Tarea de Planta, que contiene el modelo dinámico del proceso; Tarea de Atención de Entradas/Salidas, que realiza el vínculo con el Panel convencional y Tarea de Atención al Instructor, que permite la interacción mediante una terminal VT100.

Las características modulares del software implementado y en funcionamiento, permiten su adaptación a diferentes áreas de la industria, como ser en procesos químicos y en generación de energía en centrales nucleares. La interacción con el usuario del sistema permitirá concretar aplicaciones específicas acorde a sus requerimientos.

CAPACITACION EN COMPUTACION DE LOS RECURSOS HUMANOS
RELACIONADOS CON EL PLAN NUCLEAR ARGENTINO

Nelly A. de LIBANATI y Tito SUTER

Comisión Nacional de Energía Atómica
Departamento Centro de Cálculo Científico

En este trabajo se hace una propuesta de cómo planificar la capacitación para dar el dominio de la computación como herramienta, al personal que de una u otra manera, está involucrado en tareas relacionadas con el plan nuclear argentino.

El desarrollo de esta propuesta comprende:

- 1- El análisis de los conocimientos sobre computación que tienen en la actualidad los egresados del sistema educativo argentino.
- 2- La determinación de los conocimientos mínimos (de computación y de las herramientas actualizadas disponibles) que se considera indispensable enseñar:
 - 2.1- A los PROFESIONALES y TECNICOS de CNEA para que puedan realizar sus tareas científicas y tecnológicas con la mejor utilización de las facilidades de computación disponibles.
 - 2.2- A los DIRECTIVOS de CNEA para que puedan considerar la aplicación de sistemas computarizados de gestión.
 - 2.3- Al PERSONAL ADMINISTRATIVO de CNEA para que adquiera capacidad de entender y utilizar las facilidades disponibles.
- 3- La elaboración de un plan de capacitación para atender a las necesidades detectadas.
- 4- La posibilidad de extender algunas de estas programaciones al personal de las empresas que desarrollan tecnología nuclear.

CAPACITACION EN PROTECCION RADIOLOGICA Y SEGURIDAD NUCLEAR

GIGLI, NOEMI N.

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

El objetivo básico de la capacitación en protección radiológica y seguridad nuclear es la comprensión de criterios y filosofía, como así también de las técnicas aplicadas en estas disciplinas.

En esta presentación se describe el programa de capacitación adoptado por la Gerencia de Protección Radiológica y Seguridad, en el cual se incluye:

- a) Capacitación a nivel profesional: Tiene como objetivo fundamental impartir los conocimientos necesarios para enfrentar los problemas inherentes a la protección radiológica y a la seguridad nuclear en las distintas etapas del ciclo de combustible; se describen el programa temático, la duración y el alcance. Desde el año 1980 se han capacitado 163 profesionales, de los cuales 67 fueron extranjeros. Con fines estadísticos, se presenta un exhaustivo análisis, clasificándolos por su orientación profesional, por su procedencia y por su incorporación a la actividad nuclear argentina o extranjera, comentándose la coparticipación de otras dos instituciones y el patrocinio del Organismo Internacional de Energía Atómica.
- b) Capacitación a nivel técnico: está diagramada con el fin de transmitir conocimientos elementales para identificar los riesgos radiológicos asociados a tareas que realiza; se describe el programa temático, su duración y alcance.
- c) Capacitación a otros niveles: se describe la contribución de la Gerencia en los cursos de otros sectores de la CNEA y otros organismos, prestando colaboración científica y docente en los temas de su competencia.

METODOLOGIA PARA EL ANALISIS DE LA INGENIERIA DE PROYECTOS,
CON EL GRUPO DE ALUMNOS DE LA MATERIA "PROYECTOS NUCLEARES"
DE LA CARRERA DE INGENIERIA NUCLEAR DEL INSTITUTO BALSEIRO

O. García Peyrano

Centro Atómico Bariloche e Instituto Balseiro
-Comisión Nacional de Energía Atómica y
Universidad Nacional de Cuyo-

Los proyectos de variada y compleja tecnología que se encuentran a menudo en las Centrales Nucleares, requieren de un tratamiento cuidadoso en el análisis de los diferentes aspectos de ingeniería. La transferencia de tecnología implica un saber pedir y un seguro entender por parte de los receptores que deben haber desarrollado una capacidad acorde a las exigencias de comprender, procesar y comunicar los resultados.

Como parte de la preparación que reciben los alumnos de la CIN, se desarrolla, dentro de límites conceptuales bien definidos, la capacidad de organización, dirección y comunicación, mediante el trabajo en grupos y la interrelación con otros departamentos de la Gerencia de Desarrollo de CNEA y representantes de la industria.

Se analiza la metodología empleada por la cátedra, la respuesta del grupo de alumnos y los resultados obtenidos, de diferentes grupos.

Se estudió también la posibilidad de aplicar esta metodología en otras universidades, tendiendo a una propuesta de adecuación de los esfuerzos académicos inmediatos a la realidad objetiva del país.

EVALUACION PRACTICA DEL PERSONAL DE OPERACIONES DE LA CENTRAL
NUCLEAR EMBALSE

Eduardo, NAJERA

CENTRAL NUCLEAR EN EMBALSE - COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

La mayor parte del entrenamiento práctico recibido por el personal de Operaciones de la Central Nuclear Embalse, fue adquirido a través del entrenamiento " on the job " durante la puesta en marcha y operación de los distintos sistemas de la planta. Las " Evaluaciones Prácticas " (" Field Check Outs ") tienen la función de documentar el progreso realizado por cada agente en su área de entrenamiento y también asegurar que cada agente haya adquirido suficiente habilidad y conocimiento para operar con seguridad los equipos de la Central.

Las Evaluaciones Prácticas contemplan 4 niveles de los cuales se han implementado tres de ellos con los que se cubren las tareas o conocimientos que se consideran deben conocerse para:

- Operar en Sala de Control.
- Tareas relevantes en paneles y equipos en el " campo ".
- Tareas menos relevantes en el " campo ".

Las Evaluaciones Prácticas están divididas de acuerdo a sistemas o equipos de sistemas y su preparación implica un listado de preguntas de las tareas o situaciones que se pueden presentar durante la operación de la Central. Para su cumplimentación, el Supervisor designado comprobará que el candidato posea el conocimiento suficiente o habilidad requerida por cada situación planteada y certificará en planillas ad-hoc haber realizado dicha comprobación en forma satisfactoria.

ACTIVIDAD Y ORGANIZACION DE LA ESCUELA DE SOLDADURA DE S.P.C. (SUBCON-
TRATISTA PRINCIPAL DE CONSTRUCCIONES)

Carlos Alberto EUVRARD

S.P.C. (SUBCONTRATISTA PRINCIPAL DE CONSTRUCCIONES) CENTRAL NUCLEAR
EMBALSE - COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

En este trabajo se presenta una descripción de las actividades desarrolladas por la Escuela de Soldadura de S.P.C., la que fue creada para la formación y calificación de soldadores que ejecutan tareas en la Isla Nuclear de la Central Nuclear en Embalse. La Escuela, que desarrolla actividades desde el año 1977, actualmente está adaptando su estructura y funcionamiento, a efectos de ser habilitada como Ente Calificador por el Departamento INEND de la Gerencia de Desarrollo de la CNEA. De esta forma se transformará en el primer Ente Calificador del país.

Luego de destacar los requerimientos de calidad exigidos para una instalación nuclear debido a las consecuencias que puede implicar la falla de una soldadura, se describen las distintas fases durante la instrucción teórico-práctica del soldador, como, así también la naturaleza y tipo de calificaciones realizadas, procedimientos involucrados y tareas de apoyo ejecutadas durante la etapa de construcción de la Central Nuclear en Embalse.

INDICE DE AUTORES

Ackerley, A.F	210
Acosta, N.B.	168
Acosta, E.A.	167
Agatiello, O.	61-63
Aguirre, C.	27
Alexenicer, C.	41
Alf, S.	11-43
Almagro, J.C.	97-142
Alvarez. M.G.	77
Alvarez, L.	66-120-121
Alvarez, L.A.	238
Alvarez, P.	140-141
Alzabet, H.	75-76-152-164
Allende, A.M.C. de	223
Amendolara, M.	134
Amoruso, R.	79
Andreone, C.	82-100
Andreone, Y.S. de	82
Antiquera Mufíoz, J.	141
Añasco, R.	134
Arocena, D.	113
Assis, G.	129
Aubert, M.	190
Audero, M.A.	189
Ayala, L.C.	206
Baliño, J.L.	191
Balzaretti, D.	126
Banchik, D.	97-98-99
Bang, M.T.	17
Baró, G.B.	202-206
Barón, J.	170

Barrera, F.	227
Barreto, V.L.B.	56
Bas, V.	206
Basombrío, F.G.	110
Batistoni, D.A.	148-153
Batistoni, A.M.L.G.	134
Baumgartner, E.	70-83
Beninson, D.	172
Bergmann, A.N.	94
Bernaola, O.	162
Biaggio, A.L.	167-168
Bianco de Salas, G.N.	147
Bianchi, D.	97
Biernat, A.E.	234
Birstein, L.	214
Biondo, C.D.	33
Blanco, E.K. de	68
Blesa, M.A.	23-24-63-70-83
Boero, N.	133
Bof, E.	75-76
Bolcich, J.C.	109
Bomben, A.M.	165
Bonino, N.O.	163
Borborena, J.M.	32
Bordoni, R.	74-96-98
Borghi, E.	83
Braillard, D.	125-127
Briozzo, R.	192-194
Bruyere, V.I.	83
Bruzzoni, P.	85
Buscaglia, J.A.	204
Bustamante, R.	50
Bustos, M.A.	35

Caamaño, J.	166
Calabrese, C.R.	1-48
Calderón, R.	227
Camín, D.S.	215
Campos, J.M.	.163-164
Canavese, S.I.	.167-168
Cannistrasi, C.	206
Carella, E.	126
Cardoso, P.E.	129
Carmona, J.S.	185
Carmona, R.P. de	.185
Carnicer, R.S.	.95
Carranza, R.	.77
Carreras, J.L.	.5
Carvalho, E.	.56
Casario, J.A.	117-118-120-121
	238
Casentini, O.A.	33
Cassibba, R.	.73
Caruso, G.J.	.174
Castagnari, E.	.128
Castellano, A.	.222
Ceballos, A.	.161
Celora, J.	.132-133-236
Cesario, J.	.22
Cesario, R.H.	205
Clausse, A.	25-28
Coccoz, G.D.H.	.105
Cohen, I.M.	198
Colángelo, C.H.	150
Constantino, L.A.	107
Converti, J.	.25-27-28
Correia, R.J.	147
Corti, H.	21-60
Cortinez, V.H.	.57

Cosentino, R.	11-39-41-60-80
Costa, L.V.	115-191
Cotik, H.	.169-171
Couto, S.L.	.166
Cox, B.	78
Cretella, R.F.	.146
Crovetto, R.	.145
Crubellati, R.	.152-153-154
Curti, R.	.21
Chagaray, J.	.199
Challier, E.	.49-50
Chavarri, C.	.62
Dall'Osto, F.F.	212
Darnond, L.A.	34
Deandreis, R.A.	160
De La Fuente, M.	.134
Del Frate, V.E.J.	31
Del Río, M.R.	166
De María, C.H.	.31
Denis, A.	88-122-178
De Paz, A.	.49-50
Devegili, J.C.	.40
Devida, C.	.152-154
Díaz, E.	.30-230
Días, J.W.C.	.136
Di Carlo, R.O.	.195
Di Santo, N.R.	.152-153
Di Trano, J.L.	.164
Divito, J.	98
Docters, E.H.	200
Doerr, W.	.129
Doval, A.S.	183

Drozdowicz, B.	209-240
Duffó, G.S.	86
Dyment, F.	104
Dyment, I	137
Ernani Díaz, B.	32
Escutia, J.	38
Equillor, M.E.	164
Espinosa García, R.	198
Esteves, F.A.	59
Euvrard, C.A.	245
Falcone, J	79-98
Fazzini, N.	143
Felizia, E.	175
Fernández, A.	44-52
Fernández, D.	132
Fernández, J.C.	230
Fernández Acevedo, C.	184
Fernández Prini, R.J.	65-68-69-80-145
Ferraris, C.	13
Ferraza, H.H.	71
Ferraz, W.B.	59
Ferreira, R.A.N.	129
Ferrerí, J.C.	183-186-187
Ferrero, M.C. de	185
Fichtnbaum, S.	220-221
Filevich, A.	161
Fink, J.	48-49-50
Fiori, J.N.	238
Fiorini, R.	66
Fiszner, M.	70
Fontelos, M.	3
Fortis, A.M.	105
Francis, H.	232
Funai, I.A.	83
Furnari, E.	194

Gabarain, R.	.190
Galia, M.C.F.Q. de	.162
Galicer, H.	88
Galvele, J.R.	77
Garavaglia, R.N.	.86
Garay Nebia, E.	42-69
García, A.	.72
García, E.A.	.88-122-178
García Peyrano, O.A.	.36-243
Garuti, J.	.192
García Rodenas, L.	.43-65
Geldstein, M.C.	74-79-87
Gerace, C.	.207
Gerding, R.	118
Germi, R.	36
Guerrero, G.	.202
Gigli, N.N.	242
Giménez, C.	161
Giménez, J. C.	.166
Gil, G.	75-76-152
Giraut, H.	.214
Giordano, M.	.77
Giorseti, D.R.	.130
Giovambattista, A.	.115
Granada, J.R.	16
Grillo, P.A.	.34
Giuliodori, L.M.	.212-216
Godoy, R.L.	.209
Gómez Constenla, A.	114
Gómez, J.O.	119-130-237
Gómez, P.E.	134
González, A.	.134-192-194
González, A.M.	.54
González, G.G.	.151-152
González, H.	.143
González H.C.	103-105

González, M.	.208
González, M.E.	.200
Grant, C.	1-51
Granada, J.R.	16
Graíño, J.C.	.206
Gregori, B.	165
Grillo, P.A.	.34
Grimaux, M.	43
Gristan, M.B.	237
Guerrero, G.	.202
Guido, O.O.	148-160
Gurimatti, R.	96-98
Guzmán, H.	.184
Haddad, R.	.78
Halpert, S.	29
Helbing, H.F.	120
Helzel García, L.J.	63-69
Hense, C.	188
Hermida, D.	100
Hernández, D.	199
Hey, A.	140-141
Hidalgo, M. del V.	.83
Higa, M.	.14
Hofer, C.G.	212
Horta, J.A.L.	59
Horvarth, J.	.104
Huber, H.	7
Iglesias, A.	.43-69-74-80
Imakuma, K.	111-123
Ipohorski, M.	188
Isella, J.	.176
Iurman, L.	.97
Jinchuk, D.	139

Jimenez Rebagliati, R.	.11-43
Jornet, H.J.	.181
Joseph, M.A.	.30-203
Juarez, G.A.	.210
Julia, R.O.	.211-224
Justus, F.J.W.	.103
 Kaufmann, F.	 .138-191
Kay, J.M.	.170
Keitelman, A.D.	.84
Kreter, R.N.	.159
Kirilovsky, L.	.2
Klekl, A.A.	.63
Kogan, A.	.169-171
Kohut, C.A.	.119
Koll, J.M.	.226
 Lameiras, C.S.	 .129
Larotonda, R.	.21-83
Lanzos, O.	.97
Laura, P.A.	.57
Laura, P.A.A.	.57
Layral, S.	.177-182
Lema, N.	.121
Lerner, A.M.	.2
Lerner, C.	.239
Lescano, G.	.201
Leszczynski, F.	.12
Leyt, D.V. de.	.150
Leyva, G.	.132-133-236
Libanati, N.A. de	.241
Liberman, S.J.	.11-65
Lolich, J.V.	.53
López de Bertodano, M.	.156
López Pumarega, M.I.	.135
Lordello, A.R.	.111
Lorenzetti, J.R.	.18-19

Lorenzo, N.	181
Lotorto, A.	94
Loureiro, L.A.	.131
Lukaszew, R.A.	.146
Luppo, M.I.	85
LLorca, S.	.125-127
Madariaga, M.	14
Magnavacca, C.	.206
Maier, I.A.	77
Manfredi, C.	.77
Manzi, R.	22
Manzini, A.	207
Marajofsky, A.	.124-132-133-236
Marchi, D.	.132-236
Marqués, R.O.	193-194-207
Marrero, J.G.	.146
Mari, E.	.188
Marinovich, H.	.23-24
Markiewicz, M.	.79
Maroto, A.J.G.	.11-23-24-43-63
	83
Martinez, R.	.126
Martiniau, C.E.	9-35-46-89-176
Massera, G.	.165
Marxsen, A.	107
Marzocca, A.J.	.106
Matatagui, E.	219-220-221
Medone, C.A.	.185
Mehrer, H.	.104
Meichtry, R.	.38
Melia, E.	134
Mendonca, H.	.116
Meneguelli, D.	.4-157
Menossi, C.A.	163

Merlone, G.F.	81
Messi, E.A.	.203-204-205
Messi de Bernasconi, N.	189
Mielnicki, D.	128
Mingo, A.	20
Minntzer, S.	.96-98
Molinari, A.	.79
Molinas, B.J.	108
Moliterno, G.	41
Mondino, A.V.	193-207
Mondino, M.	139
Monti, R.	177-182
Montiel, F.A.	195
Morando, P.	23-24
Moreno, C.	.49-50
Murut, A.	82
Nájera, E.	.244
Nakasone, J.	.221
Nápoli, D.R.	.217
Nasazzi, N.	166
Nassini, H.E.	117-118
Nassiff, S.J.	196
Natalucci, J.A.	204
Navas, V.F.	222-223
Negri, O.	42-161
Nigro, S.	161
Notari, C.	.15
Noutary, C.J.	146
Núñez Pettinari, S.I.	120
Olezza, R.	.125-127
Olmedo, A.M.	.23-24
Otero, D.	102-217
Ovejero García, J.	81.

Pahissa, M. H. de.	188-190
Pahissa, J.	190
Paiva, I.P.V.	59
Palamidessi, H.A.	90
Palacio, C.E.	217
Palacios, E.	186
Palacios, T.	188
Palmerio, D.	113
Palluzi, V.H.	57
Panizza, G.A.	9-89
Panza, H.A.	192
Pardo, E.	91
Paredes, L.H.	33
Parkansky, D.	29-72-158-180
Parodi, A.	209
Parodi, C.	133
Parpaglioni, M.C.	55
Pazos, A.L.	148-149
Peccia, N.	6
Pedemonte, E.	110
Peresas, D.	126
Peretti, H.	99
Pérez, E.E.	119-130-135
Pérez, Puissant.A.J.	148-149
Pérez San Martín, S.N.	153
Perl, H.	177-182
Piacquadro, N.H.	21-22-43-61-83
Pierri, A.E.	151
Pinheiro, R.B.	59
Pontini, A.	100
Porto, J.	90
Povolo, F.	106-107-108
Pozzatti, V.	128
Professi, O.	208
Proto, A.N.	102-217

Querzoli, I.	.62
Quirós, R.A.M.	.209-240
 Ramallo, T.. . . .	.188
Rascón, H.	.44-52
Raspini, I.	74-87
Rauter, R.O.	.225
Rechencq, F.	.214
Regazzoni, A.E.	63-83
Regueiro Veiga, J.L.	113
Reino, L.C.P.	111
Resta Levi, M.	.142
Ricabarra, G.H.	17
Riella, H.	.123
Ricabarra, M.D.B. de	17
Riesgo, J.G.	.21-63-70
Righetti, M.	.165-199
Ríos, R.	.113
Riso, J.M.	.143
Rivarola, E.	.202
Roa, J.L.	112
Roca, J.L.	.179-211-224
Rodríguez, A.N.	115
Rodríguez, C.	98-142
Rodríguez, E.M.	115
Rodríguez, E.N.	84
Rodríguez Pasqués, R.H.	197
Rodríguez, J.C.	217
Roenick, R.G.	159
Rol, C.	18-19-26
Romagnolo, J.N.	24-43
Romero, R.	.102
Rosales, H.	44-52
Rotnitzky, A.G.	231
Rotta, M. del C.	.197
Roumiguere, F.M.	64-67

Roverano, R.	.228
Rovere, L.	.175-222-223
Rozenwasser, E.	145
Rubio, N.	232
Ruch, M.	.116
Ruggirello, G.	.128
Russo, D.	189
Russo, J.R.	235
Saínz, R.A.	45-66
Sabaté Puigmal, P.	.219
Salvador, V.L.R.	.111
Sánchez, F.	38
Sánchez, Sarmiento, G.	.91-94-95
Sanjurjo, E.D.	.160
Santini, M.	53
Santos, A.	.129
Sarrate, M.	229
Satinosky, M.	218
Sato, I.M.	.111
Schmukler, T.	215-218
Schiliuk, A.	.240
Selvatici, E.	56
Scopetta, D.	.21-43-47-70-83
Semino, C.J.	.84
Serra, O.	49-51
Serrano, P.	156
Servant, R.	.152
Sidelnik, J.	.49
Simoncelli, D.A.	.217
Smink, G.	26
Smichowski, P.N.	.153
Solmesky, S.	.158-176
Spekuljak, Z.	144
Spino, J.	79
Spitalnik, J.	239

Sterba, M.	114
Strizzolo C.	55
Suter, T.	241
Tacchia, M.J.	112
Taja, M.R.	.166
Talmadge, J.	.112
Tau, S.	161
Tersigni, A.	.208
Thern, G.	124
Thomasz, E.	165
Tiebas, J.J.	117-118
Tomás, M.	148
Touzet, R.	.175-228
Tramontini, C.	.190
Traversa, L.P.	.115
Trombetta, G.O.	216
Truppa, W.A.	163
Ugrin, B.G. de	185
Urrutia, G.A.	21-22-43-47-63
	83
Utjés, J.C.	37-57
Valadão, S.C.	10
Valesi, J.	.126
Vallerga, H.	.173
Vasquez, C.	97
Vega, O.	.111-123
Vega Vedoya, M.R. de la	196
Ventura, M.	187
Vergara, V.M.	237
Versaci, R.	82-140-141
Vertullo, A.	.155
Verrastro, C.	213

Villegas, M.	.23-24-43-63
Volkis, J.E.	.92
Volpi, R.	97
Wacker G.F.	58
Waldman, R.	3
Wasilevsky, C.	.196
Werber, R.	.233
Werner, E.	.129
Wexler, S.	73
Wilhelm, A.	178
Zajdband, E.	.8-180
Zawerucha, A.	128
Zuzek, E.	101

NOTA: Las opiniones, teorías, resultados y redacción de los
resúmenes publicados en la presente edición pertenecen
a los autores.

