

INIS-AR-C--035



AR00C0043

AATN

'98

Resúmenes

XXV

reunión

anual

*9 al 11
de diciembre
1998*

Buenos Aires - Argentina

**Energía nuclear
y medio ambiente**



RESUMENES

de los trabajos presentados en la

XXV Reunión Anual

de la

Asociación Argentina de Tecnología Nuclear



9 al 11 de diciembre 1998

Auditorio Museo Jauretche

Sarmiento 362

Buenos Aires - Argentina



**Asociación Argentina de
Tecnología Nuclear**

Callao 384 (1° 3) – Buenos Aires (1022)

Tel / Fax: 372-2013

E-mail: jinchuk@cnea.edu.ar

PROLOGO

El presente volumen contiene los resúmenes de los trabajos presentados en la XXV reunión anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear. El objetivo central de la misma es presentar la producción científico - tecnológica del país en el área nuclear durante el año 1998 y constituirse en un ámbito de reunión y discusión de las personas interesadas en la problemática del sector.

El tema central de la convocatoria, "Energía Nuclear y Medio Ambiente", surge como consecuencia de las discusiones sobre cambio climático que se plantearon durante la Cuarta Conferencia de las Partes (COP 4) que acaba de reunirse en Buenos Aires.

Los pronósticos de distintos analistas especializados indican que el consumo energético en el mundo, en particular la electricidad, continuará incrementándose. En Argentina se calcula que para el año 2010 el consumo podría llegar al doble de los niveles actuales.

En 1997, en nuestro país, los combustibles fósiles –carbón, petróleo y gas- contribuyeron con el 43 % de la producción eléctrica, si bien este método de generación presenta actualmente ventajas económicas las desventajas en términos de contaminación y efectos ambientales son considerables. El Dioxido de Carbono (CO₂), que inevitablemente se genera al quemar combustibles fósiles, es actualmente considerado como una de las fuentes que contribuyen mayoritariamente al recalentamiento global del planeta (efecto invernadero), el cual puede tener consecuencias desastrosas para ciertas regiones produciendo sequías e inundaciones.

Una solución propuesta es optimizar el uso de la energía, reemplazando el consumo de combustibles fósiles, y para ello la energía nuclear es una excelente alternativa. En nuestro país gracias a la electricidad producida por las centrales nucleares de Atucha y Embalse, desde su inauguración hasta la fecha, se evito contaminar el medio ambiente con 70.000.000 de toneladas de Dioxido de Carbono.

Esperamos que los trabajos presentados en esta reunión y las discusiones que se generen sirvan para esclarecer el problema del cambio climático, afiancen las actividades del sector nuclear en nuestro país, ayuden a difundir nuestras ideas y alienten a las nuevas generaciones de técnicos y científicos a volcar sus conocimientos y esfuerzos a esta tecnología.

Queremos aprovechar este espacio para agradecer a las instituciones y empresas que nos han apoyado económicamente para la realización de este evento y las otras actividades realizadas por la AATN durante el presente año y a todas las personas que han puesto su esfuerzo para que las mismas hayan podido realizarse exitosamente.

Comisión Directiva AATN

Combustibles Nucleares

ANALISIS SOBRE LAS CONSECUENCIAS DE LA REACCION "TERMITA"	13
D. Yorio, D. Cincotta, E. Camacho, H. Bruno, N. Boero	
CÁLCULO DE LA PÉRDIDA DE CARGA HIDRAÚLICA DEL COMBUSTIBLE CARA	14
D. Brasnarof, D. Delmastro	
CICLO IMPUREX: AVANCES RECIENTES	15
C. Andaur, M. Falcón, A. Gauna, A. Russo, J. Vaccaro	
COMBUSTIBLE CARA FASE I	16
R. Cirimello, P. Florido, J. Bergallo, D. Brasnarof, A. Marino, L. Juanicó	
DESARROLLO TECNOLÓGICO DE PROCESOS DE FABRICACIÓN DE COMPONENTES PARA ELEMENTOS COMBUSTIBLES CAREM	17
O. Lanzos, R. Volpi, E. Pérez, L. Fernández	
DETERMINACION DE VALORES DE PARAMETROS, DEL PROTOTIPO DE ELEMENTO COMBUSTIBLE P-04, A TENER EN CUENTA PARA SU POSIRRADIACIÓN	18
M. Sbaffoni, M. Abbate	
DILUYENTES CERAMICOS PARA EL REACTOR RA1	19
C. Dominguez, G. Thern, A. Marajofsky	
DISEÑO INTEGRADO DE PLANTAS DE ENRIQUECIMIENTO DE URANIO SEGÚN EL CONCEPTO SIGMA	20
M. Rivarola, D. Brasnarof	
DISEÑO, INSTALACION Y EQUIPAMIENTO DE PLANTA DE VENENOS QUEMABLES	21
O. Beuter, A. Arnaldo, R. Jorgensen, F. Becerra, A. Marajofsky	
EL COMPLEJO MINERO FABRIL SAN RAFAEL - UN ESLABON DEBILITADO EN LA CADENA DEL CICLO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR	22
S. Aldebert, J. Rodríguez, D. Blajevitch	
ESTIMACION DE EXPERIMENTOS PRELIMINARES PARA ESTUDIAR EL QUEMADO DE GADOLINIO COMO VENENO	23
M. Abbate, M. Sbaffoni, G. Dupetit	
ESTUDIO SOBRE LA OPTIMIZACIÓN DEL PRENSADO DE ASTILLAS DE UO ₂	24
A. Vega, A. Pensotti, J. Altamirano, A. Benitez, O. Beuten, A. Marajofsky	

EVOLUCION DEL PRODUCTO DURANTE LA FABRICACION DE VAINAS DE ZIRCALOY-4 CON LAINER INTERNO DE CIRCONIO D. Bianchi, A. Banchik	25
HACIA UN CONCEPTO DE COMBUSTIBLES MAS SEGUROS G. Thern, A. Marajofsky	26
IRRADIACIONES EXPERIMENTALES PARA COMBUSTIBLES EN REACTOR DE INVESTIGACION Y ALGUNOS TEMAS DE POST IRRADIACION G. Thern, A. Marajofsky	27
LA ECONOMÍA DE LAS PLANTAS SIGMA M. Rivarola, J. Bergallo	28
MEDICION DE LA CONDUCTIVIDAD TERMICA EN COMBUSTIBLES NUCLEARES R. Kempf, G. Thern, A. Marajofsky	29
MEJORAS EN LAS CENTRALES NUCLEARES ARGENTINAS Y SU CICLO DE COMBUSTIBLE C. Notari, R. Corcuera	30
MODIFICACIONES EN EL DISEÑO DE LOS ELEMENTOS COMBUSTIBLES PARA MEJORAR EL POSICIONAMIENTO DE LA GENERACION NUCLEAR EN EL MERCADO ELECTRICO J. Casario, L. Alvarez, R. Hess, J. Valessi, C. Romero, O. Pedrozo	31
OBTENCION DE DIOXIDO DE URANIO GRADO CERAMICO. COMPARACION DE DIFERENTES PROCESOS DE FABRICACION E. Isnardi	32
PROGRAMA PARA LA CALIFICACION DE CNEA COMO PROVEEDOR DE COMBUSTIBLES DE SILICIURO DE URANIO A. Denis, P. Lacoste, M. Sbaffoni, P. Adelfang	33
PUESTA A PUNTO Y VALIDACION DEL CÓDIGO DART D. Solis, H. Taboada, J. Rest	34
SEPARACIÓN DE ACTÍNIDOS Y PRODUCTOS DE FISIÓN POR ELECTRÓLISIS DE SALES FUNDIDAS J. Barbero, A. Wiesztort, A. Azcona, E. Bollini, A. Forchetti, A. Orce	35
SINTERIZACION DE PASTILLAS DE (U,GD)O _{2+x} PARA LA FACILIDAD CRITICA RA8 G. Thern, C. Domínguez, A. Gonzalez, L. Pérez, A. Marajofsky	36
USO DE URANIO REPROCESADO COMO MATERIA PRIMA PARA ELEMENTOS COMBUSTIBLES DE LAS CENTRALES ATUCHA Y CANDU R. Cirimello	37

Materiales

- CARACTERIZACIÓN DE ÓXIDOS DE Zr_y-4 CRECIDOS EN HORNO ABIERTO 41
P. Bozzano, M. Ipohorski, R. Versaci
- CARACTERIZACION METALURGICA Y SOLDABILIDAD DE TITANIO PARA UN DISPOSITIVO DE IMPLANTE ASISTIDO (CORAZON ARTIFICIAL) 42
D. Liotta, A. Irusta, L. Pinchete, V. Nasini, D. Nosito, F. Caivano, A. Vital Vilmer, J. Regueiro Vega, S. Nuñez, G. Anteri, G. Merlone, A. Quinteros, M. Ramirez, L. Muñoz, M. Delalama, F. Palombo, S. Mathot, G. Aparicio, P. Adelfang, C. Muñoz.
- COMPORTAMIENTO A LA CORROSION DE LOS MATERIALES ESTRUCTURALES DE LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE 43
R. Bordoni, M. Villegas, A. Olmedo, R. Sainz, W. Allemandi
- DESCONTAMINACIÓN DE UN RESIDUO DE LUBRICANTES DE CONUAR S.A. 44
R. Denaro, C. Devida, A. Gauna, F. Granatelli, S. Neuringer, J. Varani
- DETERMINACIÓN DE LA TEMPERATURA DE SOLUBILIDAD TERMINAL DE HIDRÓGENO EN ZIRCALOY-4 45
P. Vizcaíno, A. Banchik
- DETERMINACION NO DESTRUCTIVA DEL CONTENIDO DE DEUTERIO EN ZIRCALOY-4 46
J. Santisteban, J. Granada, H. Peretti
- ESTABILIDAD DE MINERALES EN AGUA: METEORIZACION DE ILMENITA 47
J. Salfity, A. Regazzoni, M. Blesa
- ESTIMACIÓN DE LA DEGRADACIÓN DE POLIETILENO MEDIANTE MEDICIONES DE TIEMPO DE INDUCCIÓN DE OXIDACIÓN POR CALORIMETRÍA DIFERENCIAL DE BARRIDO 48
M. González, G. Romero
- ESTUDIO DEL PASIVADO DE OXIDOS DE URANIO Y GADOLINIO 49
S. González, L. Perez, A. Marajofsky
- ESTUDIO POR ESPECTROFOTOMETRÍA EN EL INFRARROJO POR TRANSFORMADAS DE FOURIER DE POLIETILENO IRRADIADO CON RADIACION GAMMA 50
M. González, E. Bof

ESTUDIOS DE LOS PROCESOS DE CORROSION EN UN CONTENEDOR DE RESIDUOS RADIACTIVOS R. Guasp, L. Lanzani, P. Bruzzoni, C. Semino	51
IMPACTO DEL USO DE LA TECNOLOGÍA DE IRRADIACIÓN PARA EL PROCESAMIENTO DE POLÍMEROS EN EL CUIDADO DEL AMBIENTE E. Smolko, M. González	52
MEJORAMIENTO DE SOLVENTES PARA DESCONTAMINACION QUIMICA: REMOCION DE FERRITAS DE NIQUEL C. Figueroa, P. Morando, M. Blesa	53
METODO OPTICO PARA EL ANALISIS DE DISTRIBUCION DE TAMAÑO DE PARTICULA A. Benítez, L. Perez, G. Thern, A. Marajofsky	54
RECUPERACIÓN DE VIRUTAS DE Zry-4 A. Flores, A. Banchik	55
TAMAÑOS CRÍTICOS PARA EL CRECIMIENTO DE FASES BAJO IRRADIACIÓN : UN EJEMPLO A. Sarce	56

Radioisótopos y Aplicaciones

ANALISIS POR ACTIVACION NEUTRONICA: SU APLICACION AL ESTUDIO DE ELEMENTOS TRAZA EN MUESTRAS BIOLOGICAS Y ALIMENTOS S. Resnizky, S. Hevia	59
APLICACIÓN DEL ANÁLISIS POR ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA AL ESTUDIO DE BIOMONITORES DE CONTAMINACIÓN AMBIENTAL R. Plá, R. Jasán, M. Moreno, M. Pignata	60
BNCT EN EL REACTOR RA 1 "ENRICO FERMI" C. Calabrese	61
BNCT EN EL REACTOR RA 1: ESTIMACION DEL FLUJO TERMICO Y EPITERMICO G. Estryk, G. Quinteiro, F. Cantargi, D. Ricabarra	63
DETECCIÓN DE ^{10}B EN MUESTRAS BIOLÓGICAS UTILIZANDO LA TÉCNICA PIGE (PARTICLE INDUCED GAMMA RAY EMISSION) M. Salfity, A. Burlón, A. Kreiner, M. Debray, M. Caraballo, D. Hojman, M. Cardona, J. Kesque, P. Stoliar, F. Naab, M. Ozafrán, M. Vázquez,	64

R. Rey, G. Levinton, J. Schuff, M. Davidson, J. Davidson, M. Buhler,
L. Policastro, G. Beraldi, L. Bocanera, H. Durán, S. Chimeno, A. Dagrosa,
E. Kreimann, M. Pisarev, A. Schwint

DISPOSITIVO PARA IRRADIAR ESPECIMENES Y CULTIVOS
DE CELULAS EN COLUMNA TERMICA, PARA SER
APLICADA LA TERAPIA DE BNCT EN REACTOR RA1 65
C. Grizzuti, J. Castillo

EFECTO DE LA RADIACIÓN GAMMA EN EL PROCESO
DE CALCIFICACIÓN DE VÁLVULAS AÓRTICAS BIOLÓGICAS 66
G. Lamas, E. Kairiyama, J. Navia

ESTUDIO DE LA INFLUENCIA DEL ^{200}Tl EN LA
DETERMINACIÓN DE LA ACTIVIDAD DE ^{201}Tl
EMPLEANDO ACTIVÍMETROS 67
A. Mender, A. Durán, S. Bongiovanni, J.C. Furnari

ESTUDIO DE LAS CONDICIONES DE PURIFICACIÓN DE
 ^{131}I OBTENIDO POR FISIÓN DE ^{235}U 68
H. Cols, S. Bongiovanni, A. Mondino, J. Furnari

EVALUACIÓN DE LA RESPUESTA DE LA PIEL A
IRRADIACIONES CON UN HAZ EXTERNO DE PROTONES
DEL ACELERADOR TANDAR 69
B. Molinari, H. Durán, M. Palmieri, L. Policastro, S. O'Connor,
O. Bernaola, G. Saint-Martin, R. Rey, J. Schuff, A. Pérez de la Hoz,
M. Debray, D. Hojman, A. Kreiner, J. Kesque, P. Stoliar, A. Mazal,
M. Caraballo, A. Burlón, M. Cardona, M. Vázquez, M. Salfity,
M. Ozafrán, F. Naab, G. Levinton, M. Davidson, J. Davidson, M. Buhler.

FACTIBILIDAD DE DESCONTAMINACIÓN DE ADITIVOS E
INGREDIENTES ALIMENTARIOS (DISTINTOS DE ESPECIAS)
POR RADIACIONES GAMMA 70
P. Narvaiz, C. Horak,

GARANTÍA DE CALIDAD EN LA CALIBRACIÓN DE
FUENTES DE BRAQUITERAPIA 71
P. Suarez, S. Thorp, E. Matatagui, M. Saravi.

HAZ EXTERNO DE PROTONES EN EL ACELERADOR TANDAR 72
R. Rey, J. Schuff, A. P. de la Hoz, M. Debray, D. Hojman, A. Kreiner,
J. Kesque, G. Saint-Martin, O. Bernaola, P. Stoliar, A. Mazal, M. Caraballo,
A. Burlón, M. Cardona, M. Vazquez, M. Salfity, M. Ozafrán, F. Naab,
G. Levinton, M. Davidson, J. Davidson, M. Buhler.

IRRADIACION DE BARROS CLOACALES Y CALIDAD DE VIDA 73
M. Mangussi

MODELO DE PARÁMETROS CONCENTRADOS PARA
EQUIPOS PLASMA FOCUS 74
J. González, P. Florido, H. Bruzzone, A. Clause

OPTIMIZACION DEL USO DE FERTILIZANTES NITROGENADOS Y MINIMIZACION DE LAS PERDIDAS EN TRIGO, TECNICAS ISOTOPICAS (COMUNICACION)	75
N. Bárbaro, S. López, M. Melaj, O. Martin, S. Rojas de Tramontini	
PROPUESTA PARA LA PRODUCCIÓN DE Mo99 POR IRRADIACIÓN DE BLANCOS DE URANIO ENRIQUECIDO AL 20%	76
C. Calabrese, C. Grant, A. Marajofsky, D. Parkansky	
TRATAMIENTO DE DATOS PARA LA DETERMINACIÓN DE LA INTENSIDAD DE UNA SEÑAL AFECTADA POR RUIDO GAUSSIANO.	77
J. Blostein, L. Bennun	
USO DE UNA TECNICA DE INTERCAMBIO ISOTOPICO PARA CARACTERIZAR EL FOSFORO EN BARROS CLOACALES Y SU APORTE POTENCIAL A LOS SUELOS.	78
S. Rojas de Tramontini, N. Bárbaro, S. López	

Reactores y Centrales Nucleares

ANALISIS DE SEÑALES TRANSIENTES EN REACTORES DE POTENCIA MEDIANTE LA TÉCNICA DE ONDAS PEQUEÑAS	81
L. Wentzeis	
BASES DE LA COMPETITIVIDAD DE LA TECNOLOGIA DE PWR INTEGRADOS	82
P. Florido, J. Bergallo	
CÁLCULOS NEUTRÓNICOS PARA EL REACTOR RA-1 "ENRICO FERMI"	83
C. Notari	
DATOS NUCLEARES PARA PROBLEMAS ESPECÍFICOS PARTE 1: MÉTODOS	84
F. Leszczynski	
DUCOM 200, UN NUEVO SISTEMA HIBRIDO NUCLEAR-GAS	85
P. Florido, J. Bergallo, A. Clausse	
ESTUDIO DE LA RESPUESTA DE UN REACTOR INTEGRADO ANTE ACCIDENTES DE PÉRDIDA DE REFRIGERANTE	86
E. Estévez, M. Giménez	
HUARPE: UN CÓDIGO TERMOHIDRÁULICO PARA LA SIMULACIÓN DE TRANSITORIOS EN REACTORES INTEGRADOS	87
P. Zanocco, M. Gimenez, D. Delmastro	

IMPACTO DE LOS TRANSMUTADORES NUCLEARES EN LA ACEPTACIÓN DE LA ENERGÍA NUCLEAR R. Solanilla	88
IMPLEMENTACIÓN DE UN ADS EN UN REACTOR INTEGRADO E. Estévez, M. Giménez	89
INFLUENCIA DE LA GRAVEDAD EN LA DINÁMICA DE CANALES REFRIGERADOS EN EBULLICIÓN L. Juanicó, D. Delmastro	90
MAPAS DE DISEÑO: UNA TÉCNICA ÚTIL EN LA EVALUACIÓN DE LA SEGURIDAD PARA EL DISEÑO DE REACTORES INTEGRADOS. APLICACIÓN A TRANSITORIOS DE PÉRDIDA DE FUENTE FRÍA. P. Zanocco, M. Gimenez, D. Delmastro	91
MODELADO DEL CANAL REFRIGERANTE DE LA CNA 1 PARA LA EVALUACIÓN DE UN ACCIDENTE SEVERO CON EL CÓDIGO ICARE2 E. Marino	92
REMODELACIÓN DE LA INSTRUMENTACIÓN DEL REACTOR RA-0 J. Dezzutti, H. Novembre, J. Zampach	93
SECCIONES EFICACES TÉRMICAS PARA MODERADORES: INCORPORACIÓN DEL MODELO SINTÉTICO EN NJOY M. Scaffoni, V. Gillette, M. Pepe, J. Granada	94
SIMULACIÓN DEL COMPORTAMIENTO DE UNA PERTURBACIÓN ANTE UN CAMBIO DE PLACAS SEPARADORAS EN LOS GENERADORES DE VAPOR DE LA CNE S. Gersberg	95
TENDENCIAS ACTUALES DE LOS PROGRAMAS DE GESTIÓN DE VIDA DE CENTRALES NUCLEARES M. Chocron, S. FabriI, R. Mizrahi, E. Savino, R. Versaci	96

Regulación, Energía y Medio Ambiente

ALTERNATIVAS DE EXPANSION DEL SISTEMA ELECTRICO ARGENTINO C. Rey, G. Anbinder	99
ALTERNATIVAS ENERGETICAS PARA EL SIGLO XXI D. Jinchuk	101

ANÁLISIS FINANCIERO DE PROYECTOS EÓLICOS DE GENERACIÓN ELÉCTRICA L. Juanicó, J. Bergallo	102
AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR DE CÓRDOBA H. Martin, R. Scoles	103
EL CAMBIO CLIMÁTICO GLOBAL Y EL PAPEL DE LA ENERGÍA NUCLEAR H. Taboada	104
HABRA OPCION NUCLEAR EN ARGENTINA? S. Solmesky	105
PARTICIPACIÓN ARGENTINA EN LA NORMALIZACIÓN INTERNACIONAL SOBRE ENERGÍA NUCLEAR M. Mazzini, M. Gonzalez, L. Trama	106
PROGRAMA DE MONITOREO AMBIENTAL DE LA CNA Acutain	107
RELACIONES CON LA COMUNIDAD EN LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA M. Huidobro	108
SISTEMA DE MONITOREO DE VARIABLES AMBIENTALES O. Garcia Peyrano, A. Ferral	109
SISTEMA NACIONAL DE NORMAS, CALIDAD Y CERTIFICACION M. Peretti, T. Palacios	110

Residuos Nucleares

CARACTERIZACIÓN DE RESIDUOS LÍQUIDOS RADIATIVOS PROVENIENTES DE LA PRODUCCIÓN DE ^{99}Mo POR FISIÓN C. Devida, D. Gil, E. Bouza, S. Neuringer, T. Ramallo	113
DISPOSICIÓN DE RESINAS DE INTERCAMBIO IÓNICO RADIATIVAS EN MATRICES VÍTREAS. PARTE I: PRETRATAMIENTO DE LAS RESINAS D. Russo, O. González, N. Messi de Bernasconi, H. Aguera, M. Sterba, A. Heredia	114
EFFECTOS DEL DAÑO POR RADIACIÓN ALFA EN BLOQUES VÍTREOS SINTERIZADOS N. Messi de Bernasconi, M. Prado, A. Bevilacqua, M. Arribere, A. Heredia, M. Sanfilippo	115

EFFECTOS DE LA RADIACIÓN ALFA Y DEL RECOCIDO DURANTE LA IRRADIACIÓN SOBRE LAS PROPIEDADES FRACTOMECAÑICAS DE UN VIDRIO ALUMINOBOROSILICATO SINTERIZADO	116
A. Bevilacqua, M. Prado, N. Messi de Bernasconi, A. Heredia, M. Sanfilippo	
ELIMINACION DE COBALTO DE SOLUCIONES ACUOSAS	117
A. Iglesias, R. Jiménez Rebagliati	
GEOPROSPECTIVA: SU IMPORTANCIA EN LA EVALUACIÓN DE SEGURIDAD DE LOS ESCENARIOS FUTUROS RESPECTO A LA GESTIÓN DEFINITIVA DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS	118
A. Vullién	
PROYECTO DELTA - DESTRUCCIÓN Y ELIMINACIÓN TOTAL DE ACTÍNIDOS	119
J. Barbero, P. Florido, H. Mendieta, D. Pasquevich, F. Manzano	

Técnicas Analíticas

CONTROL DE UN PROCEDIMIENTO DE ANÁLISIS DE URANIO A TRAVÉS DE EJERCICIOS INTERLABORATORIO	123
E. Becquart, G. Bianco, N. Di Santo, A. Ledesma, R. Servant	
DETERMINACION DE BROMO EN PRODUCTOS DE PANIFICACION POR FLUORESCENCIA DE RAYOS X DISPERSIVA EN ENERGIAS CON GEOMETRIA DE REFLEXION TOTAL	124
P. Adelfang, C. López, S. Bosso, S. Gandía, C. Benzi	
DETERMINACIÓN DE PLATA, CADMIO E INDIO MAYORITARIOS EN MUESTRAS METÁLICAS UTILIZANDO ANÁLISIS POR ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA INSTRUMENTAL	125
S. Ribeiro Guevara, M. Arribére, M. Scaffoni	
IMPLEMENTACIÓN DE UN SISTEMA DE CONTROL DE CALIDAD ANALÍTICA DE TRAZADORES EN LABORATORIOS DE ESTUDIOS BIOLÓGICOS Y MEDIOAMBIENTALES	127
M. Melaj, O. Martín, S. López, S. Rojas de Tramontini	
LA ACREDITACION DE ORGANISMOS DE CERTIFICACION Y LABORATORIOS DE ENSAYOS Y CALIBRACIONES	128
T. Palacios, M. Peretti	
MEDICIONES DE pH EN SOLUCIONES DE BAJA FUERZA IÓNICA	129
A. Iglesias, N. Gentili, R. Jiménez Rebagliati	

**PARTICIPACIÓN DE LA A.R.N. EN INTERCOMPARACIONES
DE URANIO EN ORINA
N. Bonino, M. Palacios, N. Serdeiro**

130



ANALISIS SOBRE LAS CONSECUENCIAS DE LA REACCION "TERMITA"

**Daniel Yorio, Daniel O. Cincotta, Esteban F. Camacho,
Hernan R. Bruno, Norma L. Boero**

**Centro Atómico Constituyentes, CNEA
Av. de los Constituyentes y Gral Paz
1650, Buenos Aires, Argentina**

RESUMEN

La mezcla Al-U₃O₈ no se encuentra en equilibrio químico, y a una temperatura de entre 850°C y 1000°C, reacciona en forma exotérmica. Esta reacción en la bibliografía en Inglés, es conocida bajo el nombre de Thermite (Termita). Esta mezcla es utilizada en la fabricación de combustible tipo "placa" para su utilización en reactores de investigación.

Se ha planteado que la liberación de energía de esta reacción podría representar un riesgo en posibles accidentes en los mencionados reactores. Las conclusiones, en general, tienden a señalar que dicho riesgo no existiría, aunque no se lo hace en forma contundente, lo cual plantea en definitiva una cierta duda.

El objetivo del presente trabajo es estudiar en profundidad que ocurre en la placa combustible cuando se produce en ella la reacción Termita. Por otra parte analizar las consecuencias de la liberación de energía generada por la reacción dentro del núcleo de un reactor, definiendo claramente el problema para este tipo de combustible y esta clase de reactor.

A fines de 1997 se puso a crítico el reactor de investigación MPR en el Cairo (Egipto), el cual fue construido junto con la planta de fabricación del correspondiente combustible, FMPP. Los mencionados proyectos fueron ejecutados por la empresa Argentina INVAP, con el asesoramiento de parte de personal de la Comisión Nacional de Energía Atómica, CNEA.

Durante el transcurso del proyecto se generó en el comprador (AEA), la necesidad de despejar la inquietud planteada por el trabajo: "A Review of the U₃O₈-Al Reaction as a Potential Heat Source in Research and Test Reactor Accidents". Este trabajo junto con otros previos, plantean un margen de duda respecto a las consecuencias de la liberación de energía, producto de la reacción Termita, durante un accidente en un reactor.

Durante el desarrollo del presente trabajo, en principio, se hace una breve descripción de la reacción y de la placa combustible, luego se analizan los resultados de difracción de rayos X sobre los núcleos de distintas placas. Además, sobre micrografías, y con ayuda del EDAX, se analiza el desarrollo de la reacción.

Por otra parte, se ponderan las temperaturas y energías en juego mediante el uso de Análisis Térmico Diferencial (DTA) y Análisis de Calorimetría Diferencial de Barrido (DSC), luego se estiman tiempos y velocidad de reacción.

Por último se analiza la incidencia de la liberación de la energía calculada en el núcleo del reactor y se sacan conclusiones.



Diseño Integrado de Plantas de Enriquecimiento de Uranio según el Concepto SIGMA

Martín Emilio Rivarola – Daniel Brasnarof
Grupo de Diseño Avanzado y Evaluación Económica
Instituto Balseiro - Centro Atómico Bariloche
(8400) San Carlos de Bariloche

El presente trabajo describe un primer análisis de las realimentaciones de diseño de una planta de enriquecimiento de Uranio por difusión gaseosa, concebida según el concepto SIGMA. A partir de los resultados de dicho análisis, se desarrolló un código de cálculo que permite diseñar configuraciones de planta económicamente óptimas para distintos caudales de producción.

En el concepto SIGMA, a diferencia de las plantas de difusión gaseosa convencionales, se integran varias etapas de enriquecimiento dentro de un mismo módulo, utilizado un sólo Compresor Axial Multiflujo, en vez de utilizar uno o dos para cada etapa. Los flujos de material de reciclaje de cada etapa, se comprimen utilizando termocompresores (Jet Pumps). Las etapas de difusión se acomodan en un Lay-Out integrado y modular, que permite la inspección y el eventual recambio de los componentes. Asimismo la acomodación de los componentes permite el monitoreo del material en proceso por medios no intrusivos (mediciones neutrónicas), razón por la cual las plantas SIGMA admiten un sistema de salvaguardas desde su diseño.

El sistema de cálculo desarrollado incluye el modelado del Circuito Termohidráulico correspondiente a un módulo SIGMA. Para esto se realizan modelos de cálculo y dimensionamiento de los componentes más importantes del circuito: Compresor Axial, Termocompresor e Intercambiador de calor. A partir de los mismos se calculan los costos correspondientes. También se calcula la potencia de compresión y el mezclado que se produce dentro del compresor. Paralelamente se realiza un cálculo de difusión gaseosa en membranas porosas, del cual se obtiene la ganancia de enriquecimiento correspondiente a cada una de las etapas de separación.

Utilizando la ganancia de enriquecimiento por etapa y el mezclado del compresor, se obtiene un factor de mérito que permite tener cuenta de la separación efectiva del módulo en su conjunto. A partir de esta ganancia de enriquecimiento efectiva se configura una cascada SIGMA y se calculan los costos de capital y de operación, los cuales permiten calcular un costo nivelado de la Unidad de Trabajo Separativa (UTS).

Asimismo, el código tiene incorporado un optimizador numérico que permite encontrar la configuración de la cascada SIGMA óptima, para un determinado conjunto de parámetros de diseño.

El programa de cálculo integrado permite investigar en detalle las realimentaciones en el diseño de los componentes, así como la sensibilidad de los parámetros más relevantes, con respecto a las variables económicas de la planta.



DISEÑO, INSTALACION Y EQUIPAMIENTO DE PLANTA DE VENENOS QUEMABLES

O.Beuter, A. Arnaldo, R. Jorgensen, F. Becerra y A. Marajofsky
CNEA-CAC-UA Comb. Nuc.-Div Elab. Comb. Avanzados

Resumen:

Dadas las necesidades de contar con instalaciones para la fabricación de barras combustibles de UO₂ Gd para el estudio del núcleo de reactores con agua liviana en la facilidad crítica RA8, se decidió la construcción de una facilidad para el prensado y sinterizado de pastillas de venenos quemables y armado de barras. Ello se justifica técnicamente en la imposibilidad de operar en las instalaciones normales de UO₂ con venenos neutrónicos que puedan contaminar las mismas.

En el presente trabajo se describe los criterios de diseño, la ejecución del mismo, así como las tareas de construcción de la instalación. Asimismo se muestran los diseños de equipamiento especial como cajas de guantes y especialmente hornos de sinterizado. Se hace una evaluación de las diversas instancias del proyecto y su peso en la concreción del mismo.



La Economía de las Plantas SIGMA

*Martín Emilio Rivarola – Juan Esteban Bergallo
Grupo de Diseño Avanzado y Evaluación Económica
Instituto Balseiro - Centro Atómico Bariloche
(8400) San Carlos de Bariloche*

Utilizando un código de cálculo integrado, donde se modelan y se costean cada uno de los componentes de un módulo y una Planta de Enriquecimiento de Uranio SIGMA (Separación Isotópica Gaseosa por Métodos Avanzados), se obtiene el comportamiento económico de las plantas diseñadas según esta nueva tecnología de Enriquecimiento.

El concepto SIGMA se basa en la integración de varias etapas convencionales de difusión gaseosa dentro de un mismo módulo, utilizando un sólo Compresor Axial Multiflujo para comprimir todos los flujos de UF_6 correspondientes a cada una de las etapas de difusión. Los flujos de material de reciclaje de cada etapa, se comprimen utilizando termocompresores (Jet Pumps). Las etapas de difusión se acomodan en un Lay-Out integrado y modular, que permite la inspección y el eventual recambio de los componentes. Asimismo, la acomodación de los componentes permite el monitoreo del material en proceso por medios no intrusivos (mediciones neutrónicas), razón por la cual las plantas SIGMA admiten un sistema de salvaguardas desde el momento mismo del diseño.

Tanto la utilización de un compresor axial multiflujo para la compresión de varias etapas de difusión en paralelo, así como la utilización de termocompresores disminuyen drásticamente los costos de capital de las plantas. De la misma manera, los compresores axiales poseen una mayor eficiencia, razón por la cual también se ve disminuido el consumo eléctrico por unidad de trabajo separativo (UTS). Por otro lado, al existir menor cantidad de máquinas rotantes aumenta la disponibilidad promedio de los módulos de enriquecimiento.

En el programa desarrollado se calculan los costos de producción para distintas configuraciones de cascadas de enriquecimiento, correspondientes a distintos valores de caudal de producción. El programa incluye también un optimizador numérico, que permite encontrar la configuración de la cascada SIGMA óptima para un determinado conjunto de parámetros de diseño. El presente trabajo no contempla el modelado y el cálculo del costo de los sistemas auxiliares. El costo de amortización total se obtiene sobre la base del costo de la cascada y utilizando un porcentaje fijo del costo de capital para considerar a los sistemas auxiliares.

Los resultados de cálculo obtenidos permiten observar que las Plantas SIGMA alcanzan la competitividad económica a capacidades de producción significativamente más bajas que la Plantas de Difusión Gaseosa convencionales. Asimismo, se verifica el bajo peso relativo del mezclado dentro del compresor multiflujo en el costo de producción de las plantas construidas según la tecnología SIGMA.



Separación de Actínidos y Productos de Fisión por Electrólisis de Sales Fundidas.

J.A. Barbero, A. Wiesztort, A. Azcona, E. Bollini, A. Forchetti, A. Orce.
Tecnología Nuclear Innovativa, Centro Atómico Bariloche
Comisión Nacional de Energía Atómica
8400 Bariloche (R.N.), Argentina
Telefax 54-944-45299
e-mail: azcona@cab.cnea.edu.ar

Se describe un proceso pirometalúrgico de partición para la recuperación de actínidos en combustibles quemados (EECC). La primera parte del proceso consiste en una electrólisis que se lleva a cabo en una celda de hierro, utilizando un ánodo de cadmio fundido, cátodo de hierro, y una mezcla eutéctica de LiCl-KCl. La deposición de uranio metálico de alta pureza se realiza en el cátodo. Cuando la concentración de uranio es cercana a la de plutonio, interviene un segundo cátodo de cadmio donde se obtiene una mezcla de plutonio y uranio. El resto de los elementos se concentran en la fase salina. La segunda parte del proceso comprende la electrorrefinación de los residuos salinos donde se separan los actínidos de las tierras raras. El ánodo consiste en una piletta de cadmio y el cátodo es de tantalio.

Específicamente, en este trabajo se describe la primera electrólisis hecha en nuestro laboratorio para la obtención de uranio metálico. La misma se realiza a 500°C con simuladores, utilizando una mezcla de uranio, gadolinio y neodimio que se disuelven en el cadmio fundido. Hemos estudiado la variación de potenciales de electrodos con la concentración y la temperatura, los rendimientos de la reacción y el factor de decontaminación.

Caracterización de óxidos de Zry-4 crecidos en horno abierto

P.B.Bozzano, M.Ipohorski, R.A.Versaci

Departamento Materiales - Centro Atómico Constituyentes

Comisión Nacional de Energía Atómica

El análisis microestructural de los óxidos de aleaciones de circonio, ha sido un tema de estudio durante las últimas décadas debido a su influencia en el proceso de fabricación de las vainas para elementos combustibles de reactores de potencia y en el proceso de corrosión de las mismas en medios acuosos dentro del reactor. Existen trabajos publicados sobre la caracterización y crecimiento de las capas de óxido, sobre la evolución de las partículas de segunda fase cuando la aleación es oxidada o irradiada y sobre la influencia de estas en la resistencia a la corrosión, pero aún faltan datos sobre la caracterización y la distribución de estos precipitados y sobre los mecanismos de crecimiento y estabilidad de fases dentro de la aleación oxidada.

En este trabajo se reportan los resultados obtenidos en un estudio sistemático realizado en óxidos de Zry-4 crecidos en horno abierto utilizando técnicas de microscopía electrónica de barrido, microscopía electrónica de transmisión y microanálisis dispersivo en energías de Rayos X. Con este fin, las probetas fueron sometidas a tratamientos de oxidación de diferente duración a 650°C. La cinética de oxidación presentó dos regiones bien definidas separadas por una transición. Durante la primera etapa, llamada de pre transición, el óxido formado es denso y compuesto por cristales tetragonales y monoclinicos de ZrO_2 y la cinética de crecimiento sigue una ley cuadrática. Después de la transición, la cinética de crecimiento se dispara y sigue una ecuación lineal, el óxido se vuelve frágil y quebradizo debido a la presencia de poros y está compuesto principalmente por cristales monoclinicos. Otro punto significativo es la pérdida de adhesión en la interfase metal- óxido luego de la transición: antes de este punto el óxido no puede ser removido mecánicamente, mientras que después de la transición sí. En todas las probetas examinadas la superficie externa es plana y la interfase metal- óxido es ondulante.



Determinación de la Temperatura de Solubilidad Terminal de Hidrógeno en Zircaloy-4

Pablo Vizcaíno
Abraham D. Banchik
LMFAE, Centro Atómico Ezeiza
e-mail: vizcaino@cnea.edu.ar

Resumen

La curva de solubilidad del hidrógeno en las aleaciones de circonio es un tema de interés para la industria nuclear, ya que, como se sabe, la precipitación de hidruros determina la pérdida de las buenas propiedades mecánicas de los componentes estructurales de estas aleaciones que operan en reactores de potencia.

En el marco de la determinación de la temperatura de solubilidad terminal de hidrógeno en zircaloy-4 y otras aleaciones de circonio con diferentes niveles de daño por radiación, se han realizado trabajos utilizando la técnica de calorimetría diferencial de barrido (DSC) para estudiar la influencia de las velocidades de calentamiento y enfriamiento y reproducibilidad y precisión de esta técnica para tal fin.

Las probetas utilizadas son de zircaloy-4 laminadas en frío. La carga de hidrógeno se realizó en atmósfera de hidrógeno a 400° C y a 60 atm de presión durante 2 hs.

Se realizaron cinco corridas con cada muestra (≈ 100 ppm H₂) y cuatro series de mediciones variando la velocidad de calentamiento-enfriamiento. Las velocidades elegidas fueron: $\pm 5^\circ\text{C}/\text{min}$, $\pm 15^\circ\text{C}/\text{min}$, $\pm 20^\circ\text{C}/\text{min}$ y $\pm 30^\circ\text{C}/\text{min}$.

Cabe señalar que, para cada una de estas condiciones se ha observado el fenómeno de histéresis ya conocido entre las temperaturas de solubilidad terminal durante el calentamiento (etapa final de la disolución de hidruros) y enfriamiento (inicio de la precipitación de hidruros), que se expresa en diferencias del orden de los 50° C.

La realización de estas experiencias a distintas velocidades tenía por objeto evaluar la influencia de la misma en las temperaturas de disolución (TSSD) y precipitación (TSSP). Los valores medios obtenidos para las corridas a estas cuatro velocidades difieren en aproximadamente 1° C, diferencias que pueden explicarse ampliamente por los errores experimentales involucrados (entre 2.5 y 7° C, dependiendo de las condiciones experimentales).

Las repeticiones de experiencias en las mismas condiciones (y con las mismas probetas) arrojan valores de dispersión de entre 3 y 6° C (inferior al 2% del valor medio) y el análisis de varianza realizado indica que las medias de cada serie no son diferentes entre sí, con un nivel de significación del 0.05%, y se traducen en una indeterminación inferior a 6 ppm de H₂^(1,2).

Nuestras conclusiones más significativas son una buena reproducibilidad de la técnica elegida y una influencia no mensurable de la velocidad de calentamiento-enfriamiento en los resultados finales en el rango analizado.

Bibliografía

1. D. Khatamian, V. C. Ling. Hydrogen Solubility Limits in α - and β - Zirconium. Journal of Alloys and Compounds. 253-254 (1997), 162-166.
2. A. McMinn, E. C. Darby and J. S. Scholfield. The Terminal Solid Solubility of Hydrogen in Zirconium Alloys. Twelfth International Symposium on Zirconium in the Nuclear Industry (1998).



MEJORAMIENTO DE SOLVENTES PARA DESCONTAMINACION QUIMICA: REMOCION DE FERRITAS DE NIQUEL.

C.A. Figueroa, P.J. Morando y M.A. Blesa

Grupo Coloides y Oxidos Inorgánicos, Unidad Actividad Química, CAC, CNEA Av. Gral. Paz 1499 (1650) San Martín

Los procedimientos de descontaminación química y electroquímica recurren en general a mezclas de ácidos carboxílicos en conjunción con otros reactivos químicos (oxidantes, reductores) para lograr una eficaz disolución de las capas de óxidos radiactivos. Se debe garantizar en todos los casos una segura protección del material estructural (acero al carbón, acero inoxidable, incoloy, etc).

Una de las complicaciones más frecuentemente observadas en la aplicación de procedimientos de descontaminación se debe a la gran variabilidad de la estructura y microestructura de los óxidos que deben removerse. Por ejemplo, en las primeras aplicaciones del procedimiento AP-Citrox en la C.N. Atucha I se observó una eficiencia mucho menor que la esperada. Este hecho se debió a la pasividad muy especial de la ferrita de níquel que integraba la capa de óxido. Si bien el uso de nuestras técnicas electroquímicas (procedimiento HERO) en buena medida superó ese inconveniente, quedó subyacente el problema de la selección de procedimientos de descontaminación para todos los casos en que la metodología electroquímica no es aplicable.

La resolución del problema tecnológico implica, en última instancia, responder a una pregunta básica: "¿a que se debe la extrema pasividad de la ferrita de níquel?", de manera que se encaró un estudio cinético a los efectos de obtener los parámetros de disolución y compararlos con los respectivos valores para los óxidos de níquel y de hierro. Para ello se sintetizaron muestras de ferritas de níquel y se determinó su reactividad ante ácidos minerales y ácido oxálico. Este último se usó como modelo de solvente en procesos de descontaminación dado que es el más efectivo de los ácidos carboxílicos y por tal motivo uno de los más usados en formulaciones descontaminantes (aunque su aplicación requiere cuidadosos controles ante la posibilidad de ataque al metal base). Se determinó la fracción de óxido disuelto, así como la velocidad de disolución en diversas condiciones de concentración de reactivos y agregado de ión ferroso externo.

La comparación de los parámetros de óxidos simples con los del óxido mixto muestran que la pasividad del níquel provoca una pasividad incrementada del hierro en la ferrita; se observa que mientras el níquel pasiva al hierro, éste activa al níquel, el que pasa a solución más rápidamente y en mayor proporción desde una ferrita que desde el óxido puro. De tal manera la mejor forma de encarar la disolución de una ferrita de níquel es emplear los solventes más eficaces para hierro. Sobre esta base es posible comenzar a diseñar un procedimiento de una etapa que reemplace al tradicional método de dos etapas una para hierro y otra para níquel y cromo.



Tamaños críticos para el crecimiento de fases bajo irradiación : un ejemplo

A.Sarce

Departamento Materiales, Centro Atómico Constituyentes, CNEA

Los defectos puntuales creados fuera del equilibrio térmico en aleaciones bajo irradiación, pueden ser considerados como componentes químicas que co-precipitan con los átomos de soluto para intervenir directamente en la formación de partículas de segunda fase, afectando el crecimiento y la estabilidad de las mismas. Una de las formas de analizar la influencia de la irradiación en esa precipitación, es mediante el cálculo del tamaño crítico d_j^* , que una partícula formada en una matriz irradiada debe tener para poder crecer, a la temperatura T , en la dirección j ¹. Si el tamaño d_j de la partícula es menor que el correspondiente d_j^* , la partícula es inestable en esa dirección, y no podrá crecer a lo largo de ella. Por el contrario, si $d_j > d_j^*$ la partícula es estable y podrá crecer en la dirección j . Los tamaños críticos mencionados dependen de la relación entre los flujos de intersticiales y vacancias creados por la irradiación que llegan a la partícula formada. El valor de esa relación depende, a su vez, de la anisotropía de la difusión de los defectos puntuales en la matriz irradiada.

En el presente trabajo se calculan los tamaños críticos en las direcciones cristalográficas a y c para el crecimiento de precipitados β -85wt% Nb en la matriz anisotrópica de Zr- α (1wt%Nb) bajo irradiación, cuando la anisotropía de la difusión de los defectos es la que resulta de describir la red hexagonal del Zr por un potencial de muchos cuerpos basado en el modelo del átomo embebido (EAM2)². Los resultados a 560 K y para una dosis de 1.4×10^{-7} dpa/s, se presentan en la Tabla 1. En la misma, para comparación, se incluyen los d_j^* calculados previamente, usando para describir la red del Zr- α un potencial de pares³ y un potencial de muchos cuerpos (EAM1)⁴, menos refinado que el EAM2.

Tabla 1. Tamaños críticos - 560 K

	d_c^*/a_{pr}	d_a^*/a_{pr}
Pares ¹	62	0
EAM1 ⁵	0	∞
EAM2	208	0

De la tabla anterior puede verse que, cuando el Zr- α se describe por el potencial EAM1, se predice que las partículas sólo podrían crecer en la dirección c , resultando con una morfología de bastones alargados en esta dirección. Esta morfología no se ha observado experimentalmente. De la misma Tabla, resulta que el comportamiento predicho para la descripción del Zr- α por el potencial de pares y por el potencial EAM2 son similares : el tamaño crítico en la dirección cristalográfica a es cero en ambos casos, lo que indica que en el plano perpendicular a c , toda partícula que se forma puede crecer. En la dirección c la partícula también puede crecer, si su tamaño es mayor que el correspondiente tamaño crítico. El precipitado tendrá, como consecuencia, una forma ligeramente anisotrópica con su mayor tamaño en la dirección a . La comparación con el correspondiente valor calculado del tamaño crítico para el material sin irradiar : $d_{Ni}^* = 22a_{pr}$, donde a_{pr} es el parámetro de red de la fase β -85wt%Nb, indica que, a 560 K, la irradiación no favorecería el crecimiento de esta fase en la dirección c , si la microestructura del Zr- α es la descrita por los potenciales de pares o EAM2. Estas últimas predicciones acuerdan con las observaciones experimentales de la formación de la fase β -85wt%Nb en aleaciones de Zr, en las cuales los precipitados se presentan siempre alargados sobre los planos cristalográficos c .



MODELO DE PARÁMETROS CONCENTRADOS PARA EQUIPOS PLASMA FOCUS

J. H. González^[1], P. C. Florido^[1], H. Bruzzone^[2] y A. Clause^[3]
PLADEMA, Programa Interinstitucional de PLAsmas DENsos MAGnetizados

^[1] Centro Atómico Bariloche e Instituto Balseiro, 8400 Bariloche, Argentina. Email pampa@cab.cnea.edu.ar

^[2] INFIP, Facultad de Ciencias Exactas y Naturales - Conicet, Pab. 1, Ciudad Universitaria, 1428 Buenos Aires, Argentina. Email bruzzone@tinfi.uba.ar

^[3] PLADEMA, Comisión Nacional de Energía Atómica y Universidad Nacional del Centro, 7000 Tandil, Argentina. Email clause@exa.unicen.edu.ar

El desarrollo de técnicas nucleares para aplicaciones en ensayos no destructivos (NDA) es un campo de amplias perspectivas en actividades de procesos industriales y salvaguardias de materiales nucleares. Hoy en día sólo las técnicas con rayos gama se han desarrollado ampliamente, debido al alto costo y baja intensidad de las fuentes isotópicas de neutrones. Por el contrario, los equipos de Plasma Focus operando con gas deuterio puro o mezclado con tritio, constituyen generadores de neutrones intensos, baratos y transportables, que tiene posibilidades de ser usado con éxito en técnicas nucleares.

Hoy en día no existe disponible una herramienta para calcular la producción neutrónica validada con datos experimentales. Si bien se han desarrollado modelos para predecir la evolución del plasma (velocidades, temperaturas, densidades) de gran complejidad, hay poco trabajo hecho sobre la relación entre el diseño y la producción neutrónica. Desde un punto de vista ingenieril, es importante contar con un sistema computacional de evaluación de estos equipos, que sean lo suficientemente rápidos y precisos como para utilizarlos en optimizaciones múltiples de los parámetros ingenieriles que gobiernan la producción de neutrones.

En un trabajo presentado anteriormente⁽¹⁾, se explicaron los fenómenos físicos que gobiernan la dinámica de un PF. En ese trabajo se presentó un primer modelo unidimensional para estimar la producción neutrónica de un PF, como así también un esquema de optimización de determinados parámetros de diseño. En esa oportunidad se validó la dinámica del barrido radial, pero se observaron discrepancias en lo que respecta al valor de la producción neutrónica en función de uno de los parámetros principales de diseño, como es la presión de llenado. Por lo tanto, se dejaron propuestas modificaciones al modelo, principalmente concernientes a la estimación de la temperatura en el momento del foco.

En este trabajo se presenta el estado de avance del desarrollo de la herramienta de diseño. El sistema actual se basa en un modelo parámetros concentrados, teniendo en cuenta las modificaciones a introducir sugeridas luego de la primera etapa de trabajo. La dinámica de la lámina de corriente se calcula mediante una aproximación cuasi-bidimensional en la etapa de colapso radial. La estimación de los parámetros del plasma en el momento del foco se realiza mediante consideraciones energéticas. El conjunto de ecuaciones se integra de igual manera que en el trabajo anterior, y también puede hacerse en este caso una optimización¹ global de los parámetros de diseño.

Como uno de los parámetros más importantes a la hora de evaluar la producción neutrónica es la presión de llenado, los resultados del código se contrastaron con mediciones experimentales de un equipo de PF de 3.68 KJ de energía del banco de capacitores, observando un muy buen ajuste de la producción de neutrones en función de dicho parámetro.

⁽¹⁾ MODELADO ÓPTIMO DE EQUIPOS DE PLASMA FOCUS PARA FUENTES DE NEUTRONES PULSADAS DE BAJO COSTO. J. H. González, A. Clause y P. C. Florido, XXIV Reunión anual de la AATN, Bs. As., noviembre de 1997.



Propuesta para la producción de Mo99 por irradiación de blancos de Uranio Enriquecido al 20%

C. R. Calabrese, C. Grant, A. Marajofsky, D. G. Parkansky
Comisión Nacional de Energía Atómica
Buenos aires, Argentina

Actualmente, CNEA produce Mo99 mediante la irradiación de miniplacas compuestas por una aleación de aluminio - uranio enriquecido al 90% .

En este trabajo se estudian mediante cálculos neutrónicos y termohidráulicos la factibilidad de tres alternativas para la obtención de Mo99 bajando el enriquecimiento del uranio del 90 al 20%, con el objetivo de alcanzar una producción de alrededor de 3000 Ci semanales.

El primer caso estudiado fue la irradiación de miniplacas de una aleación de aluminio y uranio al 20%, de dimensiones similares a las utilizadas en la actualidad. La densidad de estas placas queda determinada por la cantidad de uranio 235 en cada miniplaca que se estipuló en aproximadamente 2 gramos, prácticamente el doble del Uranio 235 contenido en las miniplacas en uso actualmente. Como consecuencia de esto, la densidad resultó ser elevada.

La simulación de estas miniplacas mostró una producción de Mo99 razonable, pero con la desventaja que la reactividad aportada supera los límites de licencia de la instalación.

La segunda alternativa consiste en el uso de barras de aluminio - uranio con 8.2 mm de diámetro externo. Si bien con esta configuración se puede alcanzar una producción razonable de Mo99, sin que existan problemas desde el punto de vista del exceso de reactividad, también muestra una eficiencia pobre por el uso de una cantidad mayor de uranio, lo que genera desechos, y también un exceso de aluminio, que es perjudicial para el proceso químico de disolución .

La tercera alternativa estudiada consiste en barras compuestas por tubos de Zry tipo CANDU achatados con huelgo de 1.0 mm llenos de pastillas prensadas de una mezcla de aluminio de U en polvo .

Esta alternativa mostró en los cálculos alcanzar los niveles de producción requerida, manteniendo los límites de reactividad y llegando a niveles de producción de 3000 Ci por semana, cumpliendo además con los requerimientos impuestos por la Planta de Producción de Mo, consistentes en: a) que el compuesto fisil sea un aluminio, ya que permite ser disuelto básicamente y b) que se disminuya las cantidades de Al en juego, lo que se consigue con las vainas mencionadas, de las cuales se puede extraer las pastillas de aluminio. Se describe esquemáticamente la disposición de las barras en la estructura que es introducida en el canal de irradiación , así como los procesos de segmentación de las barras para ser introducidas en el dispositivo de transporte a la Planta de Producción y la forma en que se extraerían las pastillas de las respectivos vainas. La adopción de esta solución requerirá de las pruebas correspondientes que verifiquen sus ventajas.



Tratamiento de datos para la determinación de la intensidad de una señal afectada por ruido gaussiano.

J. J. Blostein†, L. Bennun‡,

†Departamento de Física, Facultad de Ciencias Exactas y Naturales, UBA.

‡Centro Atómico Bariloche y Conicet

Resumen:

En este trabajo se describe una metodología para la identificación y cuantificación de una señal afectada por ruido gaussiano. Para la utilización de esta metodología se precisa conocer la posición del espectro en que la señal a investigar debería manifestarse, como así también la función que la define en el caso que el "background" que la acompaña sea nulo o despreciable.

Proponemos entonces la medición de una magnitud física, Y , que depende de otra magnitud X a través de la forma $Y = \alpha f(X) + background$, donde $f(X)$ es una función conocida. El método propuesto, basado en el criterio de máxima verosimilitud, se fundamenta estadísticamente para el caso general de mediciones de Y afectadas por ruido gaussiano, permitiendo establecer intervalos de confianza para el parámetro α .

Se presentan simulaciones numéricas que validan la aplicabilidad del tratamiento de datos propuesto y se determina el límite de detección de la señal investigada.

Este tratamiento de datos es especialmente adecuado en aquellas técnicas cuyos espectros crecen linealmente con el tiempo de adquisición, por ejemplo: Particle Induced X-ray Emission Spectroscopy (PIXE), Gamma Prompt Neutron Activation Analysis (GPNA), Nuclear Magnetic Resonance (NMR), Total Reflection X Ray Fluorescence (TXRF), etc.



USO DE UNA TECNICA DE INTERCAMBIO ISOTOPICO PARA CARACTERIZAR EL FOSFORO EN BARROS CLOACALES Y SU APORTE POTENCIAL A LOS SUELOS.

Rojas de Tramontini Susana; Bárbaro N.O; S.C. López CAE-CNEA- Ezeiza Prov Buenos Aires.

INTRODUCCION

El uso agrícola de los barros cloacales bajo condiciones controladas es una de las alternativas para resolver el problema de su disposición final, permitiendo, además, efectuar aportes de materia orgánica y nutrientes a los sistemas agrícolas. Para ello, es necesario asegurar la calidad química y microbiológica de los barros y evaluar la posibilidad de uso en diferentes cultivos y sistemas de producción determinando sus efectos positivos y negativos sobre los productos obtenidos, los suelos y, en general, el ambiente.

Desde el punto de vista de la relación suelo-planta, el uso de trazadores isotópicos permite caracterizar la disponibilidad de nutrientes de suelos y barros, incluyendo potenciales contaminantes como los metales pesados, y prever la resultante entre ambos. La información obtenida por los métodos basados en el intercambio isotópico en condiciones de laboratorio e invernáculo permite orientar las investigaciones a ser efectuadas en condiciones de campo y asegurar una correcta interpretación regional de los resultados obtenidos, facilitando la transferencia de los mismos.

MATERIALES Y METODOS

Se utilizaron muestras de barros provenientes de la planta de tratamiento de la ciudad San Miguel de Tucumán y muestras de dos horizontes (0-25 cm y 25-40 cm) de un suelo de la localidad de Ezeiza. Se determinó, para el barro y los suelos, el P total y P orgánico obteniéndose por diferencia el P inorgánico (Olsen y Sommers, 1982). Las muestras de suelos recibieron el aporte de P como Ca (H_2PO_4)₂ y como barro cloacal.

El P intercambiable fue determinado a partir del estudio de la cinética del intercambio (Fardeau, 1996). Experimentalmente, se adiciona P-32 sin portador a un sistema suelo-solución en equilibrio (1:10), efectuando muestreos de la solución a diferentes tiempos entre 1 y 100 minutos. La cantidad de P-32 en la solución decrece con el tiempo en razón de las características del P presente en las muestras estudiadas. Se han determinado, entre otros, los siguientes parámetros:

- r1/R, donde r1 es la radiactividad después del primer minuto de intercambio y R es la radiactividad inicial.
- n, es un exponente calculado a partir de una ecuación teórica desarrollada por

Fardeau (1996) y permite describir el comportamiento, a un tiempo determinado, de la radiactividad en la solución

- Cp mg/l es la concentración del P soluble en la solución del suelo
- Et es el valor del P intercambiable a diferentes tiempos de intercambio.

RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Los resultados preliminares obtenidos muestran que el horizonte 0-25 posee una baja capacidad de retención de P (valores altos de r1/R y n bajos); mientras que el horizonte 25-40 tiene condiciones opuestas (alta retención).

El barro produce pocas variaciones en los parámetros estudiados para los suelos y pequeños incrementos en el P en la solución del mismo. Por su parte, los efectos producidos por el fertilizante soluble son mayores.

Estos resultados son similares a los hallados por otros autores para suelos molisoles tratados con barros cloacales. Los barros aportan a los suelos y a los cultivos, cantidades importantes de P las que se solubilizan lentamente. Las experiencias en curso de ejecución con diferentes suelos permitirán caracterizar el uso de los barros y orientar sobre las dosis a ser aplicadas a campo.

Muestra	P total mgP/kg	P organ mgP/kg	Cp mg/l	r1/R
Suelo 0-25	1785.9	186.4	0.31	0.65
Suelo 25-40	810.6	90.0	0.01	0.50
Barro	13238.3	1008.7	0.64	0.85
Suelo 0-25 + barro	—	—	0.38	0.59
Suelo 0-25 + Ca(H_2PO_4) ₂	—	—	0.49	0.63

BIBLIOGRAFIA

- Fardeau, J.C. 1996. Isotopic Exchange Kinetics. Experimental Procedure. (Inédito).
- Frossard, E., S. Sinaj and P. Doufour. 1996. P in Urban Sewage Sludge as Assessed by Isotopic Exchange. Soil Science Society of America Journal : 60 (10: 179-182).
- Olsen, S.R. and L.E. Sommers. 1982. Phosphorus. In Methods of Soils Analysis. Agronomy Monograph, 9. (2nd Edition).



ANÁLISIS DE SEÑALES TRANSIENTES EN REACTORES DE POTENCIA MEDIANTE LA TÉCNICA DE ONDAS PEQUEÑAS

Wentzeis L.

Unidad de Actividad de Reactores y Centrales Nucleares.
Centro Atómico Constituyentes.
Comisión Nacional de Energía Atómica.

La técnica de ruido neutrónico utilizada en el monitoreo del estado de vibración de los componentes internos de los reactores de potencia, consiste en extraer la información del estado dinámico de estos componentes o sistemas del reactor, con el propósito de detectar en forma temprana cualquier comportamiento anómalo o malfuncionamiento.

Esta información se encuentra contenida en las señales temporales de los sensores de planta, y a fin de presentarla en forma clara y evidente, se la transforma al dominio de la frecuencia, mediante el método usual de la transformada de Fourier (TF).

Este método permite obtener resultados correctos siempre y cuando las señales analizadas sean estacionarias, es decir que sus propiedades no evolucionen en el tiempo en forma significativa.

En general las señales de los sensores de planta son estacionarias ya que el reactor trabaja a potencia constante. Sin embargo, en ciertas circunstancias se observa que el comportamiento de las señales cambia en forma repentina, dando lugar a la aparición de fenómenos transientes de duración limitada, luego de los cuales las señales vuelven a su estado estacionario.

Estos transitorios pueden originarse, ya sea por cambios en las condiciones operativas del reactor (por ej. movimiento de las barras de control o evoluciones controladas de la potencia), o también por comportamientos anómalos, tales como los causados por el impacto entre los componentes internos del reactor.

El método más adecuado para el análisis de señales no-estacionarias es la técnica de ondas pequeñas ("Onditas" o Wavelets) ya que provee un tratamiento más efectivo de la señal que el efectuado por la clásica transformada de Fourier para tiempos cortos (TFTC).

La diferencia básica es la siguiente: Mientras que la TFTC usa para el análisis de la señal una ventana temporal de ancho fijo (con lo cual la resolución en tiempo y frecuencia es también fija), la transformada de onditas (TO) usa ventanas angostas a altas frecuencias y ventanas anchas para frecuencias bajas, permitiendo un **análisis multiresolución** de la señal.

En los últimos años, se ha comenzado a aplicar la técnica de onditas para el análisis y detección de fenómenos transientes en señales de planta de los reactores de potencia. En particular, recientemente, ha aparecido en la literatura, un método basado en esta técnica para la detección de transientes generados durante el impacto entre el tubo de instrumentación y los canales combustibles de un reactor BWR.

En este trabajo se presentan los resultados obtenidos al aplicar esta técnica a un conjunto de señales de planta de la central nuclear Embalse, medidas en el rango de bajas frecuencias y para distintas condiciones operativas.

Esta aplicación ha permitido estudiar la evolución temporal de la amplitud y contenido en frecuencia de las señales, particularmente en el estado no-estacionario del reactor (subida de potencia), donde el análisis por Fourier no resulta adecuado.



Bases de la competitividad de la tecnología de PWR integrados

P.C. Florido, J.E. Bergallo

Grupo Diseños Avanzados y Evaluación Económica
Centro Atómico Bariloche, Comisión Nacional de Energía Atómica

Los pequeños y medianos reactores han sido estudiados como opción competitiva de la energía nuclear en redes de transmisión pequeñas y medianas. Por ello varios diseños de reactores PWR integrados han sido estudiados y propuestos para alcanzar este objetivo. Estos nuevos diseños de reactores integrados se encuentran en proceso de evaluación en varios países, requiriéndose evaluaciones económicas más avanzadas incluyendo la necesidad de nuevas herramientas y nuevos criterios, en función de los riesgos financieros y la desregulación creciente de los mercados eléctricos. Cuando el gas natural se encuentra disponible a bajos precios, las turbinas de ciclo combinado, son un importante competidor de las centrales nucleares. Una de las principales ventajas de las turbinas de gas ciclo combinado es su pequeña potencia para las mayores máquinas disponibles en el mercado, y una economía de escala baja para potencias mayores. Esto las transforma en una fuente de generación de amplia flexibilidad para países en vías de desarrollo. Los reactores LWR y CANDU alcanzan la competitividad deseada a potencias entre 5 y 10 veces mayores que las centrales de ciclo combinado, con un capital inicial por lo menos 10 veces superior al de las centrales de ciclo combinado.

Como consecuencia de ello un método más avanzado de evaluación económica basado en el escaleo de costos se presenta en este trabajo, usando dos métodos clásicos de economía de escala mediante coeficientes, y un tercero de carácter integral recientemente presentado con aproximaciones mucho más detalladas.

Este trabajo nos permite explorar nuevas tendencias alcanzando nuevos niveles de competitividad, sustentables en el futuro, obteniendo las limitaciones y las ventajas intrínsecas de los diseños de reactores integrados.

Recomendaciones específicas y sugerencias son presentadas como conclusiones sobre la competitividad de los reactores integrados sobre todo en el caso de su incorporación a en redes de distribución eléctricas pequeñas y medianas, competitivas con los ciclos combinados.

Debe ser tenido presente que en este marco, se pueden alcanzar nuevos mercados para la implementación de este tipo de reactores en el campo de la desalinización de agua, elemento muypreciado en bastas regiones en vías de desarrollo.



Cálculos neutrónicos para el reactor Ra-1 " Enrico Fermi"

Carla Notari

Unidad de Actividades Reactores y Centrales Nucleares

Comisión Nacional de Energía Atómica

Se ha perfeccionado el modelo de cálculo del reactor RA-1, para un mejor análisis del cambio de núcleo, de un posible aumento de potencia y de la instalación de un canal de irradiación para utilizar la técnica BNCT.

Se ha mejorado la representación con el código PUMA utilizando un modelo en simetría dos y tres grupos de energía, con representación explícita de las cuatro placas de control y las cuatro zonas de irradiación en el anillo de combustible. Se utilizó el valor medido de reactividad de las placas para efectuar el ajuste de las constantes de las mismas. Este ajuste, que modifica las secciones eficaces de absorción de los grupos epitérmico y térmico no altera el flujo en las zonas de irradiación.

El núcleo actual, utilizado en los últimos treinta años, consta de barras combustibles de $UO_2 - C$ enriquecido al 20% y envainado en aluminio. Para definir el nuevo combustible se han analizado diferentes alternativas junto con la Unidad de Actividades Combustibles Nucleares y se ha optado por $U_3O_8 - Al$ enriquecido al 20% con vainas de zircaloy tipo CAREM.

La obtención de un flujo térmico de 10^{13} n/cm²seg en los canales de irradiación significa un aumento de la potencia de operación actual de 40kw a 350kw. Sin embargo, el exceso de reactividad del núcleo a esta potencia es insuficiente para afrontar la carga de xenón y operar sin recambios un período de tiempo razonable. Además, la facilidad para BNCT requiere una reserva de reactividad importante.

Se propone entonces una modificación del núcleo que consiste en agregar una corona periférica de barras combustibles. La grilla aumentaría su radio en aproximadamente 2cm y el número aproximado de barras sería 300. Los valores de densidad de potencia disipada por el elemento combustible más exigido permiten evaluar el circuito de refrigeración.

Se ha realizado una evaluación conservativa del blindaje radial concluyéndose que para el nuevo núcleo operando a 500kw, con una capa de agua de 10cm entre el reflector externo de grafito y el blindaje de plomo, las dosis directas fuera del blindaje alcanzan los valores actuales operando a 40kw. La tapa del núcleo debe modificarse ligeramente y las penetraciones deberán ser atendidas adecuadamente ya que son las que contribuyen decisivamente a la dosis final.



DATOS NUCLEARES PARA PROBLEMAS ESPECÍFICOS PARTE 1: MÉTODOS

**Francisco Leszczynski
Centro Atómico Bariloche
Comisión Nacional de Energía Atómica**

Para todos los cálculos relacionados con transporte de partículas nucleares se requieren datos de probabilidades de reacciones entre esas partículas y los medios materiales en los que se desplazan. Esos cálculos cubren actualmente una amplia gama de aplicaciones, desde el diseño de facilidades para terapia por captura neutrónica en boro, hasta el análisis de la variación de la energía que llega a la superficie de la tierra con diferentes modelos de capas atmosféricas filtrantes (estudios relacionados con el efecto invernadero), pasando por el diseño de elementos combustibles y operación de reactores, cálculos de blindajes y daño por radiación neutrónica y gamma y efectos de aerosoles radioactivos.

El análisis y el perfeccionamiento de los métodos de procesamiento de datos nucleares es una actividad permanente del Grupo de Desarrollo de la División RA6 del Centro Atómico Bariloche. Para ello existe una interacción continua con la Sección de Datos Nucleares del OIEA y con algunos grupos de la CNEA involucrados en cálculos de parámetros físicos de sistemas nucleares.

El volumen creciente de los datos nucleares básicos y los cambios en los métodos y códigos para procesarlos, asociados a la amplia variedad de problemas que requieren de esos datos y códigos, hacen que sea necesario contar con un sistema eficiente para manejar toda esa información.

Se presenta una nueva metodología para encarar el problema del procesamiento de datos nucleares requeridos para cálculos de transporte neutrónico y fotónico de problemas específicos.

La base de la nueva metodología es el análisis de requerimientos siguiendo la cadena: Problema-Componentes-Materiales-Elementos-Isotopos-Procesamiento-Pruebas-Producto final (biblioteca de datos procesados).

Este orden es en cierto modo el inverso al seguido hasta el presente en general, en el que, para realizar un cálculo específico se partía de una biblioteca de datos existente de uso general, sin pasar por las etapas de procesamiento y pruebas, y se tomaban los datos de los isótopos que estas bibliotecas contenían, adaptando la composición de los materiales y componentes a la disponibilidad de los datos, y finalmente efectuando los cálculos requeridos en forma aproximada según los datos incluidos.

Se desarrolla actualmente un programa interactivo para PC's para manejar toda la información que este tipo de procesamientos genera, y como ayuda para efectuar los análisis previos a los cálculos de procesamiento de datos para aplicaciones específicas. Estos análisis tienen como base, además de las características particulares de cada aplicación, la información procesada para casos anteriores, almacenada en bases de datos adecuadamente diseñadas para una fácil visualización de su contenido.

Se describen los métodos de análisis y cálculos y las herramientas utilizadas (programas, bases de datos y documentación), por medio de un ejemplo concreto.

IMPACTO DE LOS TRANSMUTADORES NUCLEARES EN LA ACEPTACIÓN DE LA ENERGÍA NUCLEAR



AR00C0106

Ing. Roberto SOLANILLA

Es bien conocido que la generación de energía nuclear se realiza mediante una reacción que transforma los materiales fisionables sin formación de gases contaminantes de la atmósfera tales como el óxido nítrico, óxido de azufre, clorofluorcarbono, metano, anhídrido carbónico etc, típicos efluentes gaseosos de la combustión de los combustibles fósiles(gas ,carbón, fuel-oil)

Hoy resulta un dato científico incuestionable que esos gases, en particular el anhídrido carbónico, son los responsables del calentamiento gradual sostenido de la superficie terrestre. Este efecto de invernadero, denominado también efecto de diente de sierra por ser un proceso diferido en el tiempo entre el momento de la producción del CO₂ en la Tierra (por procesos naturales y por prácticas humanas) y la variación de la temperatura media de la Tierra. A mayor contenido de CO₂ diluido en la atmósfera es de esperar un incremento de la temperatura diferido y prolongado. Este efecto equivaldría a considerar un rendimiento efectivo del ciclo térmico decreciente en función del tiempo de funcionamiento de las Centrales Convencionales generadoras de energía que usan combustible fósiles, es decir una transmisión efectiva de calor a la atmósfera mayor que la observada directamente en el sumidero de calor y durante un ciclo estimado en más del doble del correspondiente a su operación.

A pesar de este beneficio la opción nuclear sufre una parálisis parcial entre otras cosas por una percepción "agrandada" del daño en la salud de las radiaciones ionizantes emitidas por los materiales, a pesar de la convivencia aceptada y no siempre reconocida, del público con la radiactividad natural y la proveniente de diversas aplicaciones. En general los relevamientos de opinión muestran que la percepción en la gente del daño es mayor que el daño real-posiblemente por la falta de información de fácil asimilación -y está fundamentalmente concentrada en el temor de las eventuales liberaciones Radiactivas desde los depósitos de los Residuos Nucleares que creó la Fisión Nuclear y, en una escala más baja, por el funcionamiento mismo de las Usinas Nucleares.

Este Artículo se refiere solo a lo primero, destacando el rol futuro de un desarrollo Tecnológico no muy divulgado, que ayudaría a disipar definitivamente esos temores y aceptar la consolidación de la Energía Nuclear. Esta Tecnología se basa en el uso de las Reacciones Nucleares en Reactores Nucleares para eliminar los Residuos de Alta Actividad formados en el combustible nuclear que no excluye la utilización de la Tecnología de los Repositorios Geológicos disponibles para almacenar los Residuos Nucleares. Mediante el proceso de Espalación es posible generar una cantidad de neutrones tal que alimentando con esos neutrones a un Reactor Nuclear la combinación de la incineración de los Actinios y sus hijas y la transmutación de algunos seleccionados Productos de fisión (los de larga vida) es practicable. Esos Nucleidos forman parte de los Residuos Nucleares del combustible nuclear quemado y son los de mayor preocupación por los largos plazos de tiempo que necesitan su pasaje a materiales inofensivos. Este proceso se realiza sin generación de energía, con una formación de productos resultante de la Espalación que tienen una masa similar a la del blanco y solo algunos de ellos son Radiactivos. La combinación de un Acelerador de protones y un Reactor Nuclear con buena economía neutrónica permite acceder a un nivel de flujo neutrónico que hace posible en términos prácticos la incineración (transformación en nucleidos de vida media menor) y la transmutación (transformación en Elementos estables).

Se presentan algunos resultados aproximados que fueron obtenidos a través del cálculo propio con diferentes opciones y que intentan subrayar comportamientos generales. Los mismos confirman que la realimentación de los Residuos Nucleares de Alta Actividad juntamente con el Torio en lugar del Uranio reduce en forma drástica la peligrosidad potencial de los Residuos del combustible nuclear (ver gráfico adjunto) siendo el resultado final sensible al modo de irradiación y al espectro de neutrones (tipo de Transmutador elegido).

Además de señalarse en esta Presentación el beneficio resultante de esta especie de "Alquimia Nuclear" que caracteriza a esta Tecnología, se describe brevemente el estado internacional del desarrollo de la misma.



ANÁLISIS FINANCIERO DE PROYECTOS EÓLICOS DE GENERACIÓN ELÉCTRICA

Luis E. Juanicó y Juan E. Bergallo
Grupo Diseños Avanzados y Evaluación Económica
Centro Atómico Bariloche

El Sistema Argentino De Interconexión de generación eléctrica se encuentra regulado por el mercado, esto es, impone el despacho de las unidades generadoras de menor costo de operación (costo marginal). La legislación nacional actual no aplica penalidades económicas por la emisión de gases de efecto invernadero (externalidades) en el caso de generadores que utilicen combustibles fósiles.

Por otra parte, la Argentina junto con la mayoría de los países del mundo suscribió en la cumbre de las Naciones Unidas de Kioto en 1997 un acuerdo de limitación de las cantidades de CO2 futuras ha liberar al medio ambiente.

Posiblemente sobre estas consideraciones, ha sido sancionada por el Poder Legislativo Nacional una Ley de Promoción Eólica que beneficia a los generadores de esta actividad instalados en la Argentina con un aporte de \$0,010 por cada kwh eléctrico generado. Esta ley fue vetada por el Poder Ejecutivo Nacional.

En este trabajo se analiza en detalle la competitividad de las granjas eólicas en el mercado eléctrico mayorista argentino frente a otras fuentes no emisoras de CO2, como ser la nucleoelectrica. Se estudia la economía de escala (número de aerogeneradores) de granjas eólicas de un mismo tipo de aerogeneradores definiendo su tamaño óptimo en función tanto de las inversiones involucradas como de los tiempos necesarios para la realización del proyecto.

Se consideraron granjas de aerogeneradores 5200-750 fabricados por WindWorld, representativo de la tecnología actual, ubicadas próximas a un nodo de la red eléctrica. Esta red tenía infinita disponibilidad de absorber la energía producida por la granja, siendo lo suficientemente robusta para no verse perturbada por las fluctuaciones en la potencia entregada por la misma. No se consideraron penalizaciones por estos motivos. El emprendimiento se consideró aislado, tanto a los efectos de las inversiones necesarias como del tratamiento impositivo. El emplazamiento elegido tiene un recurso medio anual de 8 m/s. El tiempo de operación del emprendimiento fue estimado en 20 años.

Con respecto al tratamiento impositivo, se consideró la legislación nacional en la República Argentina y de la Pcia. de Río Negro, vigentes al 1 de noviembre de 1998.

Los resultados obtenidos sobre las hipótesis del presente trabajo, para emprendimientos considerados aislados, muestran que la generación eoloelectrica, aún considerando el subsidio de \$0,01/kwh, no es competitiva por un amplio margen **independientemente del número de generadores y del recurso eólico en el emplazamiento elegidos.**

El costo nivelado de la energía disminuye con el escaleado de la granja desde 130 mills/kwh (para dos generadores) hasta 90 mills/kwh (más de 60).

Para una granja de más de 60 generadores, (más competitiva), tomando un precio de venta de la energía de 40 mills/kwh, al cual las centrales nucleares son muy atractivas, los valores de corte del costo del generador (sin incluir impuestos) son aproximadamente un tercio (\$300/kw) del valor real de los mismos, y para la tasa de descuento, de 0.5%. Estos resultados hablan a las claras de la no competitividad de este tipo de emprendimientos de generación energética, incluso frente a otras fuentes no emisoras de CO2 como la nuclear, a los valores actuales del Mercado Eléctrico Mayorista. La evolución de la actual tecnología en aerogeneradores no permite pronosticar una disminución sustancial de los costos por potencia instalada, tal que las condiciones anteriores se satisfagan.



EFFECTOS DEL DAÑO POR RADIACIÓN ALFA EN BLOQUES VÍTREOS SINTERIZADOS

Norma Messi de Bernasconi¹, Miguel Prado^{1,2}, Arturo Bevilacqua^{1,2}, María Arribere^{1,2}
Arturo Heredia¹, Miguel Sanfilippo¹

⁽¹⁾Centro Atómico Bariloche – Comisión Nacional de Energía Atómica

⁽²⁾Instituto Balseiro (Univ. Nacional de Cuyo y Comisión Nacional de Energía Atómica)

Los vidrios borosilicatos con residuos de alta actividad incorporados estarán sujetos a intensos campos de radiación provenientes de la desintegración radiactiva de los productos de fisión, actínidos y productos de activación, siendo los efectos de la radiación mayormente debidos a radiaciones alfa, beta y gamma, cuyos espectros de radiación e intensidades son dependientes de las condiciones de exposición en el reactor y de los tiempos de enfriamiento. La concentración alfa en los vidrios es también dependiente de la eficiencia de separación del plutonio, uranio y neptunio lograda durante la reelaboración del combustible gastado.

Se han realizado una variedad de experiencias para evaluar los efectos de la radiación a largo tiempo en los vidrios con residuos, para lo cual es necesario acelerar los efectos con el objeto de poder observarlos en períodos de tiempo razonables. Una de las formas más utilizadas es incorporar grandes cantidades de Cm 244 ($T_{1/2} = 18.1$ años) o Pu 238 ($T_{1/2} = 87.7$ años), con lo que se obtiene en algunos años, dosis alfa equivalentes a períodos del orden de 10^4 años. Debido a que el trabajo experimental con residuos radiactivos requiere equipamiento especial, que no disponemos, y dado que el vidrio SG7 contiene 8.3 % B_2O_3 , decidimos usar la reacción $B^{10}(n, \alpha)Li^7$, para simular los efectos del daño por desintegración alfa sobre las propiedades del bloque sólido. Las energías de la partícula alfa y del núcleo en retroceso Li^7 son 1.8 MeV y 1.0 MeV, respectivamente, pero debido a que el Li^7 tiene una masa comparativamente mucho menor que el núcleo en retroceso, los efectos de este último no serán incluidos en esta simulación. No obstante esta observación, es interesante ver cómo responde el vidrio a la radiación alfa utilizando la reacción nuclear citada, especialmente en cuanto a su resistencia a la corrosión.

Los tiempos de irradiación con neutrones térmicos se eligieron tal que el número de desintegraciones alfa producidas por unidad de volumen, debido a la reacción $B^{10}(n, \alpha)Li^7$, fueran iguales a las desintegraciones alfa acumuladas, calculadas para el vidrio SG7 con 10% en peso de residuos tipo CANDU, 7000 MWd / tU y tiempo de enfriamiento 20 años.

El objetivo de este trabajo fue evaluar los efectos potenciales de la desintegración alfa acumulada en muestras sinterizadas e irradiadas con neutrones térmicos, utilizando la reacción $B^{10}(n, \alpha)Li^7$, con el fin de simular los eventos alfa acumulados de los actínidos en el vidrio aluminoborosilicato SG7. Los resultados luego de la irradiación con fluencias acumuladas, equivalentes a tiempos luego de la vitrificación de hasta aproximadamente 3.5×10^6 años, muestran cambios poco significativos en las propiedades medidas, tales como velocidad de lixiviación y microestructura. La magnitud del cambio de densidad por inmersión varió desde un valor de 1% para una fluencia de $1.58 \times 10^{18} \text{ cm}^{-2}$, equivalente a un tiempo desde la vitrificación de aproximadamente 800 años, a 0.5%, para un tiempo equivalente de 3.5×10^6 años. Creemos que esta disminución del cambio de densidad con la dosis aplicada puede deberse a un probable efecto de recocido del daño originado por la irradiación, que produciría el reacomodamiento de los átomos desplazados.



EFFECTOS DE LA RADIACIÓN ALFA Y DEL RECOCIDO DURANTE LA IRRADIACIÓN SOBRE LAS PROPIEDADES FRACTOMECAÑICAS DE UN VIDRIO ALUMINOBOROSILICATO SINTERIZADO

Arturo M. Bevilacqua ^(1,2), Miguel O. Prado ^(1,2), Norma B. Messi de Bernasconi ⁽¹⁾, Arturo D. Heredia ⁽¹⁾ y Miguel Sanfilippo ⁽¹⁾

⁽¹⁾ Centro Atómico Bariloche – C.N.E.A.

⁽²⁾ Instituto Balseiro - Universidad Nacional de Cuyo / C.N.E.A.

Los efectos de la radiación alfa y del recocido durante la irradiación sobre las propiedades fractomecánicas de un vidrio desarrollado para inmovilizar residuos radiactivos de alta actividad, se estudiaron analizando la dureza, la nucleación de fisuras y la tenacidad a la fractura en muestras irradiadas con neutrones térmicos.

Pastillas de vidrio aluminoborosilicato SG7 de origen alemán, obtenidas por compactación a temperatura ambiente y posterior sinterización a 725 °C, fueron irradiadas con neutrones térmicos a cuatro dosis diferentes para generar partículas alfa en todo el volumen del material mediante la reacción nuclear $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$, según se informa en otro trabajo presentado en esta conferencia [1].

Utilizando la técnica de indentación Vickers se realizaron improntas piramidales sobre la superficie pulida de las muestras, con las cuales se obtuvieron en función de la dosis absorbida: la dureza, la nucleación de fisuras caracterizada por la carga para una probabilidad de fractura igual al 50% ajustándola a la función de distribución de probabilidad de fractura p de Weibull y la tenacidad a la fractura caracterizada por el coeficiente crítico de tensiones K_{Ic} .

Para el vidrio aluminoborosilicato se encontró que: la dureza disminuye para las cuatro dosis de irradiación con respecto a la muestra no irradiada, desde 5.6 GPa hasta un mínimo de 4.7 GPa, la carga para probabilidad de fractura 50% aumenta para las cuatro dosis de irradiación con respecto a la muestra no irradiada, desde 150 g hasta un máximo de 500 g y la longitud de fisuras no presenta diferencias apreciables luego de la irradiación, por lo que los valores de K_{Ic} son similares para el vidrio irradiado y no irradiado. Cabe destacar la alta sensibilidad del criterio de la nucleación de fisuras caracterizado por la carga para probabilidad de fractura 50%, para el estudio de estos fenómenos.

El efecto del recocido durante la irradiación se analizó utilizando el criterio de la nucleación de fisuras en el caso de vidrios borosilicato, desarrollados para inmovilizar por fundición residuos radiactivos de alta actividad, implantados con iones pesados y posteriormente sometidos a tratamientos térmicos. Por comparación de las condiciones de irradiación y de los tratamientos térmicos, se concluyó que durante la irradiación del vidrio aluminoborosilicato tiene lugar un fenómeno de recocido cuyo efecto es el de oponerse a los cambios producidos por la radiación alfa, posiblemente por el reordenamiento de átomos desplazados por las partículas alfa y por los núcleos de retroceso.

Los resultados para el vidrio aluminoborosilicato se comparan con los obtenidos para vidrios sódico-cálcico y borosilicato.

[1] *Efectos del daño por radiación alfa en bloques vítreos sinterizados*. Norma Messi de Bernasconi, Miguel Prado, Arturo Bevilacqua, María Arribere, Arturo Heredia, Miguel Sanfilippo.



Proyecto Delta

Destrucción y Eliminación Total de Actínidos

J.A. Barbero(*), P.C. Florido(*), H. Mendieta(*), y D.M. Pasquevich(*), F. Manzano(**)

(*). Unidad de Actividad Tecnología Nuclear Innovativa, CAB, CNEA

(**) Centro de Investigaciones en Láseres y Aplicaciones, CITEFA,

Los residuos de alta radiactividad (RAR) procedentes del quemado de combustibles nucleares contienen pequeñas cantidades de nucleídos de larga vida. Estos se componen de elementos altamente radiactivos como uranio, plutonio, neptunio, americio, cesio, estroncio, samario, etc. El procedimiento más utilizado actualmente para aislar estos elementos de la biosfera por periodos geológicos se fundamenta en su encapsulado, inmovilización y almacenamiento. Un concepto original, que de ser llevado a la práctica cambiaría radicalmente el enfoque de la problemática de los residuos nucleares, es la separación (partición) y la posterior transmutación de los RAR en nucleídos de vida media mucho más corta. Esta es la esencia del PROYECTO DELTA. La partición y transmutación (PyT) requiere de dos fases: 1. Conversión de los nucleídos en compuestos factibles de ser separados por procesos fisicoquímicos, y separación y purificación de esos compuestos. 2. Separación isotópica y transmutación.

En este trabajo se describe cada una de las fases y sus características. La fase 1 utilizará un proceso pirometalúrgico basado en la cloración de los RAR entre 200 y 1000°C con el fin de separar los elementos a través de la formación de cloruros metálicos. En un segundo paso, que consiste en una electrorefinación con sales fundidas del material procesado, se separa fundamentalmente uranio y plutonio. La fase 2 se fundamenta en la utilización de métodos de separación isotópica basados en ionización láser y en la transmutación propiamente dicha por captura neutrónica en niveles de resonancia preestablecidos de los elementos puros obtenidos en la fase 1, con excepción de U y Pu, obteniendo como producto final nucleídos de menor vida media o fisionables.

El Proyecto DELTA ofrecerá, las siguientes ventajas: Simplificación del manejo de residuos nucleares, significativa disminución de costos en la gestión y substancial mejora en la protección del medio ambiente, con el consiguiente impacto positivo en la opinión pública, traducido en un mayor apoyo a la actividad nuclear en general.



IMPLEMENTACIÓN DE UN SISTEMA DE CONTROL DE CALIDAD ANALÍTICA DE TRAZADORES EN LABORATORIOS DE ESTUDIOS BIOLÓGICOS Y MEDIOAMBIENTALES

Mariana Melaj; Martín, Olga; López, Silvia ; Rojas de Tramontini, Susana.

Unidad de Actividad Aplicaciones Tecnológicas y Agropecuarias - Centro Atómico Ezeiza - CNEA

INTRODUCCION

El Grupo Agronómico de CNEA (CAE) realiza estudios sobre la dinámica de nutrientes en relación a la fase productiva de sistemas agrícolas, a la sustentabilidad de los mismos y al impacto que las prácticas de fertilización tienen sobre el ambiente. Para ello se están utilizando trazadores radioisotópicos (^{32}P) y estables (^{15}N). A partir de 1997 se comenzó a trabajar en la implementación de controles de la calidad analítica. En el caso del ^{32}P las dificultades se relacionan fundamentalmente con la vida media corta de este radioisótopo, que impide la preparación de materiales de referencia. En el caso del ^{15}N esta dificultad no existe. En el presente trabajo se exponen los pasos que se han seguido para asegurar la calidad analítica del ^{15}N en muestras de material vegetal.

MATERIALES Y METODOS

Las determinaciones de la relación $^{14}\text{N}/^{15}\text{N}$ se llevan a cabo en un espectrómetro de emisión óptica NOI6PC. Al ser excitadas las moléculas de N_2 emiten radiación electromagnética de distinta longitud de onda según su masa. Este analizador discrimina los picos de N-28, N-29 y N-30. El material vegetal es procesado según el método de Kjeldahl e introducido en el analizador donde se lleva a cabo la reacción de Rittenberg, obteniéndose el N_2 , en el sistema integrado de preparación de muestras.

Se implementó un sistema de control de calidad analítica en los laboratorios afectados a la determinación de la relación $^{14}\text{N}/^{15}\text{N}$. Se detallan a continuación los requerimientos básicos para alcanzar el aseguramiento de la calidad en el análisis de material vegetal y la metodología aplicada en cada uno de ellos:

1.- Área de trabajo apropiada: La preparación de las muestras de material vegetal (cuarteo y molienda) se lleva a cabo en un recinto separado, con el objeto de no contaminar el área de medición. La metodología Kjeldahl se efectúa en el laboratorio húmedo y la medición por espectrometría de emisión óptica, en un espacio destinado a equipamiento de precisión.

2.- Muestras de material vegetal representativas: el muestreo debe ser representativo y el material a medir debe ser homogéneo. Esto último se logra con un cuarteo y una molienda adecuados.

3.- Materiales de referencia internos (MRI): Para el control de la digestión y del funcionamiento del equipo es necesario contar con MRI intercalado en cada grupo de determinaciones. Debido a la influencia de la matriz sobre el análisis de $^{14}\text{N}/^{15}\text{N}$ se debe contar con el material apropiado. El MRI usado fue obtenido a partir de un ensayo a campo realizado en el CAE y los valores de ^{15}N % átomos abundancia y el % de N total fueron contrastados con mediciones efectuadas en: Soil Science Unit, OIEA, Austria.

4.- Correcto funcionamiento del equipamiento del laboratorio y calibración del instrumento: El NOI6PC es calibrado periódicamente, lo que incluye el ajuste de los parámetros de medida del analizador y la medición de standards de cloruro de amonio de distinto enriquecimiento para la construcción de la curva de calibración y la medición del material de referencia interno.

5.- Procedimientos de operación standards de métodos validados: Se siguen los procedimientos de operación sugeridos por el OIEA con las adaptaciones propias para el laboratorio.

6.- Documentación: procedimientos y gráficos de control: Se redactaron y verificaron los procedimientos para las metodologías en uso con participación del personal involucrado. Los gráficos de control se efectúan para el seguimiento del funcionamiento del equipo.

7.- Capacitación de los operadores del laboratorio.

RESULTADOS Y CONCLUSIONES

Resultó de vital importancia la capacitación inicial recibida y se proyecta seguir con capacitación permanente. Todos los procedimientos fueron presentados dentro del Proyecto ARCAL XXII, que incluye la colaboración entre países para el mejoramiento de la calidad analítica de laboratorios con trazadores.

El éxito en la participación en "Quality Assurance Exercise EQA 97 on ^{15}N Analysis by OES" demuestra que la implementación es la adecuada para alcanzar resultados confiables.