

ISSN 1684-1662



# Informe Científico Tecnológico 1998 -2001

**Instituto Peruano de Energía Nuclear**



- Física Nuclear y de Reactores
- Química Nuclear
- Ingeniería Nuclear
- Materiales Nucleares
- Seguridad Nuclear
- Protección y Seguridad Radiológica
- Aplicaciones Nucleares
- Regulación y Normatividad



**INFORME CIENTÍFICO TECNOLÓGICO  
1998 – 2001**

## INSTITUTO PERUANO DE ENERGIA NUCLEAR – IPEN

Presidente: Dr. Modesto Montoya Zavaleta  
Director Ejecutivo: Dr. Aurelio Arbildo López

Domicilio Legal: Av. Canadá 1470 – San Borja  
Lima 41  
Perú  
Telefax: 488-5233  
URL: <http://www.ipen.gob.pe>  
E-mail: [postmaster@ipen.gob.pe](mailto:postmaster@ipen.gob.pe)

Comité Editor: Ing. Carlos Gayoso Caballero  
Lic. Marco Espinoza Zevallos  
Lic. Antonio Prado Cuba  
Lic. Anita Robles Ñique

---

ISSN 1684-1662

Hecho el Depósito Legal N° 1501012002-3136

© IPEN, 2002

Se permite reproducción parcial y referencial, con la obligación de citar la fuente “**Informe Científico – Tecnológico 1998 – 2001 del IPEN**”.

El IPEN no necesariamente está de acuerdo con el contenido, métodos y resultados expuestos por los autores en los artículos, excepto la sección Presentación considerada como versión oficial.

Impreso en Lima - Perú

Junio 2002

# CONTENIDO

	<b>Página</b>
<b>PRESENTACIÓN</b>	
<b>ÍNDICE</b>	
• FÍSICA NUCLEAR Y DE REACTORES	1
• QUÍMICA NUCLEAR	39
• INGENIERÍA NUCLEAR	85
• MATERIALES NUCLEARES	157
• SEGURIDAD NUCLEAR	167
• PROTECCIÓN Y SEGURIDAD RADIOLÓGICA	193
• APLICACIONES NUCLEARES	231
• REGULACIÓN Y NORMATIVIDAD	417
• OTROS TEMAS	469
<b>ANEXOS</b>	<b>487</b>
<b>ÍNDICE POR AUTORES</b>	<b>505</b>

## Presentación

**E**l Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN) ha elaborado tres informes científicos y tecnológicos: el primero, correspondiente al período 1992-1993, el segundo de 1994-1997, y el presente al período 1998-2001. Con ello el IPEN presenta a la comunidad los resultados de sus trabajos de Investigación y Desarrollo, los que se enmarcan en diversos sectores de la Producción y de los Servicios.

El IPEN trabaja en temas relacionados con la minería, arqueología, agricultura, biología, industria y medicina; entre ellos tenemos los trazadores en la industria azucarera, control de calidad de soldaduras, velocidad y dirección de flujos de aguas subterráneas, radiografías de embarcaciones marinas, sistemas hidráulicos en centrales hidroeléctricas, tratamiento de aguas, contaminación ambiental, geotermia, producción y calibración de fuentes radiactivas, control de calidad de equipos de rayos X, física de neutrones, radiografía con neutrones, análisis por activación neutrónica, análisis de trazas en aguas, crecimiento de cristales y construcción de equipos nucleares.

En el campo de la biología se trabaja en la estandarización y uso práctico de las técnicas de anticuerpos monoclonales para la detección temprana del cáncer, detección del ARN del virus de la hepatitis C, citogenética humana bajo radiación para estimación de dosis biológica, identificación de biomonitores para contaminación ambiental, preparación de apósitos biológicos para tratamiento de quemados y control microbiológico de productos radioesterilizados.

Como se muestra en el informe, el IPEN realiza estudios y brinda servicios de protección radiológica en las múltiples actividades de aplicaciones pacíficas de las técnicas nucleares, incluyendo la vigilancia radiológica ambiental así como análisis radiológico de aguas y diversos productos alimenticios.

El IPEN cuenta con un Reactor de Investigaciones de 10 MW de potencia, el RP-10, el que sirve para la Producción de Radioisótopos e Investigación de Materiales. El uso de este Reactor ha impulsado el dominio de tecnologías de automatización y control en máquinas complejas, así como el conocimiento profundo de la tecnología de reactores. Junto al Reactor se tiene la Planta de Producción de Radioisótopos, donde se procesa los radioisótopos y se produce una serie de Agentes de Radiodiagnóstico, con los que se atiende a hospitales y centros médicos. Para ello, se tuvo que desarrollar o aplicar innumerables técnicas biológicas y radioquímicas, construir sistemas y celdas especiales necesarias en el procesamiento de radioisótopos. Asimismo, contamos con una Planta de Gestión de Residuos Radiactivos, la misma que está al servicio de Instituciones y Empresas que generen este tipo de residuos y lo envíen al IPEN.

Por otro lado, el IPEN cuenta con un Centro de Medicina Nuclear, en el que se diagnostica diversas enfermedades a través de técnicas gammagráficas y

radioinmunoanálisis. También se ha construido la Planta de Irradiación Multiuso (PIMU), la que sirve, a través de la empresa INMUNE, para la irradiación de productos médicos con fines de esterilización, y productos vegetales con fines de exportación. En laboratorios asociados de PIMU se ha logrado, entre otras cosas, la eliminación del vibrio cholerae en productos de mar.

El IPEN tiene la función de controlar, para que las aplicaciones pacíficas de la ciencia y tecnologías nucleares conlleven el menor riesgo posible, la misma que se lleva a cabo a través de la Oficina Técnica de la Autoridad Nacional (OTAN). Una de las principales actividades son las Inspecciones a todas las instalaciones y equipos que involucren radiaciones ionizantes.

Para que se cumpla con todo lo anterior, el IPEN requiere la capacitación permanente del personal y la formación de nuevas generaciones de profesionales nucleares. Para ello, el Centro Superior de Estudios Nucleares (CSEN), en colaboración con la Universidad Nacional de Ingeniería, ofrece Maestrías en Física Nuclear, Energía Nuclear y Física Médica. Además, el CSEN ofrece cursos de capacitación en las diversas técnicas nucleares y de protección radiológica para personal de todas las entidades del país que utilizan radiaciones ionizantes.

Como se puede constatar, el IPEN constituye un elemento fundamental de la Ciencia y Tecnología en el Perú, y se apresta a intensificar sus acciones en los campos de las Ciencias de Materiales, el Medio Ambiente, la Industria y en Aplicaciones Biomédicas.

Cabe señalar que, como apoyo significativo para cumplir con todos los proyectos, el IPEN cuenta con apoyo del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y forma parte del Acuerdo Regional para la Cooperación en Ciencia y Tecnología Nucleares en América Latina y el Caribe (ARCAL).

El presente Informe Científico – Tecnológico recoge la producción del IPEN en el período comprendido de 1998 al 2001, donde un total de 141 trabajos agrupados en 9 áreas temáticas se refleja el quehacer Institucional, producción que se pone a disposición de la Comunidad Científico – Tecnológica, Cultural y Política del país y del mundo.

Finalmente, el IPEN viene estrechando mayores lazos de colaboración con instituciones y empresas peruanas, para cumplir con el Plan Estratégico que tiene como Visión un Perú con mayor bienestar para los peruanos, logrado con la aplicación de lo más valioso con que puede contar un país: el Conocimiento.

Lima, Junio del 2002

**Dr. Modesto Montoya Z.**  
Presidente

# ÍNDICE

	Página
<b>SECCIÓN 1: FÍSICA NUCLEAR Y DE REACTORES</b>	<b>1</b>
1. SOLUCIÓN ANALÍTICA Y NUMÉRICA DE LA ECUACIÓN CINÉTICA PUNTUAL DE UN REACTOR PARA 1 Y 6 GRUPOS <i>Zúñiga A.; Bruna R.; Paredes P.; Oré J.</i>	3
2. CÁLCULO NEUTRÓNICO DE PARÁMETROS DE SEGURIDAD DE LOS REACTORES RP10 Y RP0 <i>Lázaro G.; James R. Deen; William L. Woodruff</i>	6
3. SIMULACIÓN CON EL CÓDIGO MCNP DEL REACTOR NUCLEAR RP-10 EN SU CONFIGURACIÓN #14, BOC <i>Lázaro G.; Parreño F.</i>	11
4. SIMULACIÓN DE UN EXPERIMENTO PARA MEDIR LA DISTRIBUCIÓN DE LA ENERGÍA CINÉTICA DE FISIÓN INDUCIDA POR NEUTRONES TÉRMICOS DEL U-235 <i>Saettone E.; Montoya M.</i>	14
5. CARACTERIZACIÓN EN ENERGÍA DE UN HAZ DE NEUTRONES TÉRMICOS POR DIFRACCIÓN <i>Munive M.; Ravello Y.</i>	15
6. GENERACIÓN DE PULSOS NEUTRÓNICOS MONOCROMÁTICOS <i>Munive M.</i>	17
7. VARIACIÓN DE RAZÓN DE CADMIO Y FLUJO NEUTRÓNICO EN PRESENCIA DE ESPESORES DE BISMUTO EN LA FACILIDAD DE NEUTROGRAFÍA DEL RP-10 <i>Munive M.; Ticllacuri M.</i>	20
8. OBTENCIÓN DE PATRONES DE LAUE DE UN CRISTAL DE COBRE POR EL MÉTODO DE BACKSCATTERING <i>Ticllacuri M.; Ravello Y.; Munive M.; Valdivia H.</i>	23
9. USO DEL CÓDIGO MCNP PARA EL TRANSPORTE DE NEUTRONES TÉRMICOS EN LÁMINAS DE PLATA <i>Ravello Y.; Inguance J.</i>	26
10. USO DEL CONDUCTO RADIAL Nº 1 DEL RP-10 PARA LA OBTENCIÓN DE PATRONES DE DIFRACCIÓN VÍA EL MÉTODO DE LAUE <i>Ticllacuri M.; Ravello Y.</i>	28
11. CALIBRACIÓN DE MONITORES DE NEUTRONES CON UNA FUENTE DE AMERICIO-BERILIO <i>Ravello Y.</i>	30

12.	CARACTERÍSTICAS FÍSICAS DEL GERMANIO A TOMAR EN CUENTA EN EL CÁLCULO DE BLINDAJES PARA LA FACILIDAD DE ANÁLISIS POR GAMMAS INMEDIATOS <i>Ravello Y.</i>	32
13.	DISEÑO DE UN SISTEMA DE FILTRADO MECÁNICO DE NEUTRONES Y GAMMAS <i>Ravello Y.</i>	34
14.	EMPLEO DE UN INDICADOR DE PUREZA DE UN HAZ PARA EL MÉTODO INDIRECTO EN NEUTROGRAFÍA <i>Ravello Y.; Villagómez H.</i>	36

## **SECCIÓN 2: QUÍMICA NUCLEAR** **39**

15.	DETERMINATION OF PRECIOUS AND RARE METALS IN MINERALS CONCENTRATES AND TAILINGS, USING $K_0$ BASED INSTRUMENTAL NEUTRON ACTIVATION ANALYSIS <i>Torres B.; Mendoza P.; Montoya E.; Olivera P.; Bedregal P.; Ubillús M.</i>	41
16.	DETERMINATION OF GOLD AND SILVER IN COPPER CONCENTRATES, USING $K_0$ NEUTRON ACTIVATION ANALYSIS <i>Torres B.; Montoya E.; Mendoza P.; Bedregal P.; Ubillús M.; Olivera P.</i>	44
17.	DETERMINACIÓN RADIOQUÍMICA DE RADIO-226, RADIO-228 Y PLOMO-210 EN AGUAS DEL RÍO RÍMAC <i>De Lama G.; Osoreo J.; Martínez G.</i>	47
18.	STUDY OF THE PRODUCTION AND DISTRIBUTION OF MIDDLE HORIZON POTTERY OF CUZCO, PERU BY $k_0$ -BASED INSTRUMENTAL NEUTRON ACTIVATION ANALYSIS <i>Montoya E.; Glowacki M.; Zapata J.; Mendoza P.</i>	51
19.	MEJORAMIENTO DE LOS LÍMITES DE DETECCIÓN DEL ANÁLISIS POR INYECCIÓN EN FLUJO EN ESPECTROFOTOMETRÍA DE ABSORCIÓN ATÓMICA CON LLAMA, MEDIANTE PROMEDIADO CONJUNTO DE LA SEÑAL ANALÍTICA <i>Montoya E.; Torres R.</i>	57
20.	PROCEDIMIENTO PARA LA DETERMINACIÓN DE LA INCERTIDUMBRE DE LA MEDICIÓN EN ANÁLISIS POR ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA, MÉTODO KSUBCERO <i>Bedregal P.</i>	60
21.	EVALUACIÓN DE LAS INTERFERENCIAS UMBRALES EN LA DETERMINACIÓN DE Mg Y Cr POR ANÁLISIS POR ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA <i>Mendoza P.</i>	68
22.	ANÁLISIS DIRECTO DE ELEMENTOS TRAZA EN AGUA NATURAL POR FLUORESCENCIA DE RAYOS X EN REFLEXIÓN TOTAL <i>Olivera P.; Tizano W.</i>	70
23.	DETERMINACIÓN DE Cr, Mn, Fe, Co, Ni, Cu, Zn y As EN AGUAS DEL RÍO RÍMAC POR FLUORESCENCIA DE RAYOS-X EN REFLEXIÓN TOTAL <i>Tizano W.; Olivera P.</i>	73
24.	PRUEBAS PRELIMINARES DE PRECONCENTRACIÓN Y ELIMINACIÓN DE MATRIZ EN MUESTRAS DE AGUA DE MAR PARA SU ANÁLISIS POR FLUORESCENCIA DE RAYOS-X EN REFLEXIÓN TOTAL <i>Olivera P.; Quijandría S.; Mendoza P.; Montoya E.</i>	77



25. ESTANDARIZACIÓN DEL MÉTODO RADIOQUÍMICO PARA LA DETERMINACIÓN DE Ra226 EN AGUAS 81  
*Ysla M.; Martínez J.; Osores J.; Gonzales S.*

### **SECCIÓN 3: INGENIERÍA NUCLEAR 85**

26. APPLICATION OF REACTIVITY METHOD TO MTR FUEL BURN-UP MEASUREMENT 87  
*Zúñiga A.; Cuya T.; Matjaž Ravnik*
27. AUTOMATIZACIÓN DEL SISTEMA DE MONITORAJE DE RADIOPROTECCIÓN EN EL REACTOR RP-10 90  
*Anaya O.; Castillo W.; Ovalle E.*
28. DETERMINACIÓN DE LA SENSIBILIDAD DE LOS DETECTORES DE NEUTRONES AUTOENERGIZADOS (SPND) DE VANADIO REALIZADOS EN EL REACTOR RA-3 93  
*Anaya O.; Estryk G.; Miller M.; Zarza L.*
29. DESARROLLO DE UN MCS MICROCONTROLADO PARA ESPECTROMETRÍA DE NEUTRONES POR TIEMPO DE VUELO 97  
*Baltuano O.; Soto C.; Munive M.*
30. AUTOMATIZACIÓN DE LA PLANTA DE TRATAMIENTO QUÍMICO DE RESIDUOS LÍQUIDOS DE LA PLANTA DE GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS 100  
*Cunya E.; Aguirre A.; Ginés E.*
31. SISTEMA DE MONITORAJE AMBIENTAL 102  
*Cunya E.; Aguirre A.*
32. SISTEMA DE MONITOREO NEUTRÓNICO EN EL HALL EXPERIMENTAL DEL REACTOR RP-10 104  
*Cunya E.*
33. A LOW COST PC- BASED VOLTAMMETRIC ANALYZER FOR DETERMINATION OF CADMIUM, COPPER, LEAD, NICKEL, ZINC AND OTHER TRACE ELEMENTS IN WATER 105  
*Montoya E.; Baltuano O.; Montoya H.; Mendoza M.; Hernandez Y.*
34. IMPLEMENTACIÓN Y EVALUACIÓN DE UN TITULADOR POTENCIOMÉTRICO COMPUTARIZADO 108  
*Montoya E.; Rodríguez I.*
35. IMPLEMENTACIÓN DE MONITORIZACIÓN DE LA POTENCIA DEL RP-10 POR N16 UTILIZANDO UN DETECTOR DE INA 112  
*Lázaro G.; Bruna R.; Vela M.; Parreño F.*
36. FUENTES SELLADAS EN PERÚ: AVANCES Y PERSPECTIVAS 114  
*Rodríguez G.*
37. SISTEMA DE GESTIÓN PARA LA MITIGACIÓN DEL IMPACTO AMBIENTAL DE FUENTES RADIATIVAS 119  
*Rodríguez G.; Cruz W.*
38. INTERCAMBIADOR AUTOMÁTICO DE MUESTRAS 123  
*Mendoza M.; Baltuano O.; Montoya E.; Hernández Y.*

39.	SOFTWARE DE MANTENIMIENTO PARA LA PLANTA DE PRODUCCIÓN DE RADIOSÓTOPOS <i>Medina M.; Cavero L.; Martínez R.</i>	125
40.	ESPECTRÓMETRO POR TIEMPO DE VUELO (TOF) EN EL REACTOR RP 10 <i>Munive M.; Baltuano O.; Soto C.</i>	127
41.	DISEÑO Y CONSTRUCCIÓN DE UN SISTEMA AUTOMÁTICO DE MEDICIÓN DE ALAMBRES (SAMA) <i>Bruna R.; Guarnizo J.; Félix J.</i>	130
42.	MEDICIÓN DE POTENCIA EN LA CONFIGURACIÓN 7A2 DEL REACTOR RP-0 USANDO LA TÉCNICA DE RUIDO NEUTRÓNICO ACOPLADO A UNA CÁMARA DE IONIZACIÓN COMPENSADA <i>Bruna R.; Paredes P.; Oré J.</i>	131
43.	NUCLEAR REACTOR SIMULATOR IN REAL TIME <i>Cuya T.; Guarnizo J.</i>	134
44.	SOFTWARE DE ADQUISICIÓN DE TEMPERATURAS Y CAUDAL EN EL REACTOR RP-10 <i>Cuya T.; Nieto M.; Veramendi E.</i>	138
45.	DESARROLLO DEL SOFTWARE IRIDIO PARA EL CONTROL DE CALIDAD DE ALAMBRES ACTIVADOS DE IRIDIO-192 <i>Cuya T.; Uribe F.</i>	141
46.	APLICACIÓN DEL MÉTODO DE ESPECTROMETRÍA GAMMA PARA DETERMINAR EL QUEMADO DE UN ELEMENTO COMBUSTIBLE DEL REACTOR NUCLEAR RP-10 <i>Vela M.; Nieto M.; Guarnizo J.</i>	143
47.	CONTROL AUTOMÁTICO DE EFLUENTES GASEOSOS EMITIDOS POR CHIMENEA EN EL REACTOR RP-10 <i>Castillo W.; Anaya O.; Ovalle E.; Felix J.</i>	146
48.	ACONDICIONAMIENTO DE FUENTES DE RADIO 226 EN EL PERÚ <i>Cruz W.; Mallaupoma M.; Rodríguez G.; Al-Mughrabi Muhamad; Condori J.</i>	149
49.	CARACTERIZACIÓN NO DESTRUCTIVA EN LA PLANTA DE GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS-"RACSO"-PERÚ <i>Cruz W.; Rodríguez G.</i>	153

#### **SECCIÓN 4: MATERIALES NUCLEARES** **157**

50.	COLIMADOR DE NEUTRONES TIPO SOLLER <i>Munive M.; Ravello Y.; Picon R.</i>	159
51.	CRECIMIENTO DE MONOCRISTALES METÁLICOS <i>Munive M.; Cotos R.</i>	162
52.	CRECIMIENTO DE MONOCRISTALES A PARTIR DE SOLUCIONES ACUOSAS <i>Ticllacuri M.; Pacheco P.</i>	164

## SECCIÓN 5: SEGURIDAD NUCLEAR

167

53. ANÁLISIS HIDRÁULICO DEL SISTEMA DE REFRIGERACIÓN DE EMERGENCIA DEL NÚCLEO DEL REACTOR RP-10 169  
*Gallardo A.; Lazaro G.; Nieto M.*
54. ANÁLISIS HIDRÁULICO DEL ACCIDENTE DE PÉRDIDA DE REFRIGERANTE (LOSS OF COOLANT ACCIDENT, LOCA) EN EL REACTOR RP-10 171  
*Gallardo A.; Lazaro G.; Nieto M.*
55. ANÁLISIS TERMOHIDRÁULICO DEL ACCIDENTE DE PÉRDIDA DE REFRIGERANTE (LOSS OF COOLANT ACCIDENT, LOCA) EN EL REACTOR RP-10 174  
*Gallardo A.; Lazaro G.; Nieto M.*
56. THE DIFFERENTIAL PERTURBATIVE METHOD APPLIED TO SENSITIVITY ANALYSIS FOR WATERHAMMER PROBLEMS IN HYDRAULIC NETWORKS 178  
*Jorge L. Baliño; Axel E. Larreteguy; Alicia C. Lorenzo; Gallardo A.; F. de Andrade*
57. EVALUACIÓN TERMOHIDRÁULICA DEL NÚCLEO DEL REACTOR RP10 PARA DETERMINAR LA MÁXIMA POTENCIA 183  
*Cáceres G.; Nieto M.*
58. MEDICIÓN DEL COEFICIENTE DE REACTIVIDAD POR VACÍO DEL NÚCLEO 7A4 DEL RP0 187  
*Bruna R.; Paredes P.; Oré J.*
59. ESTIMACIÓN DE LA EFECTIVIDAD DE LAS BARRAS DE CONTROL DEL NÚCLEO 7A2 DEL RP0 POR EL MÉTODO DE ROD-DROP UTILIZANDO UNA CÁMARA DE IONIZACIÓN COMPENSADA 189  
*Bruna R.; Paredes P.; Oré J.; Giol R.; Ramos F.; Veramendi E.*
60. ANÁLISIS NEUTRÓNICO PARA EL USO DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES TIPO SILISURO (U3Si2-Al) EN EL RP-10 190  
*Cuya T.; Ravnik M.*

## SECCIÓN 6: PROTECCIÓN Y SEGURIDAD RADIOLÓGICA

193

61. VIGILANCIA RADIOLÓGICA AMBIENTAL DURANTE LA VISITA DEL SUBMARINO NUCLEAR USS MONTPELLIER FEBRERO 2000 195  
*Osores J.; González S.; López E.; Martínez J.; Jara R.*
62. SIMULACIÓN DE LA INTERACCIÓN DE LOS RAYOS X CON LOS TEJIDOS HUMANOS 197  
*Cabello R.; Rojas E.; Ochoa R.; Montoya M.*
63. ANTIGENS AND MONOCLONAL ANTIBODIES LABELLING AND SOLID PHASE TO DETECT HEPATITIS B VIRUS INFECTION 199  
*Vasquez S.; Ronceros S.; Rivas R.; Guzman A.*
64. DETECTION OF RNA OF HEPATITIS C VIRUS IN HCV INFECTED BLOOD DONORS 200  
*Vasquez S.; Colina R.; Espinoza J.; Delgado S.; Ferreyros G.; Pizarro R.*

65.	PREVALENCE OF HBsAg AND ANTI - HBs CARRIERS IN PREGNANT WOMEN RESIDENTS IN AREAS FROM DIFFERENT ENDEMICITY LOCATED IN CENTRAL-SOUTH DEPARTMENTS OF PERÚ <i>Vasquez S.; Cabezas C.; García B.; Torres R.; Larrabure G.; Suarez M.; Lucen A.; Pernaz G.; Gonzales L.; Miranda G.; Dávalos E.; Galarza C.; Camasca N.; Jara R.</i>	201
66.	PREVALENCIA DE HEPATITIS VIRAL B EN NIÑOS DEL DISTRITO DE LURICOCHA EN LA PROVINCIA DE HUANTA <i>Vasquez S.; Galarza C.; Canales L.; Quispe M.; Camasca N.; Orrego A.; Gutierrez R.; Aldoradin R.</i>	207
67.	CARACTERIZACIÓN DE HACES DE RAYOS X POR EL MÉTODO DE ATENUACIÓN PARA LA CALIBRACIÓN DE DOSÍMETROS PERSONALES <i>Benavente T.; Márquez J.</i>	208
68.	DERMINACIÓN DE DOSIS ABSORBIDA EN CAMPOS DE FOTONES POR EL MÉTODO DE TANDEM <i>Benavente T.; Márquez J.; Santa Cruz J.</i>	211
69.	MEDICIÓN DE RADIACIÓN AMBIENTAL EN EL CENTRO NUCLEAR "RACSO" USANDO DOSIMETRÍA TERMOLUMINISCENTE <i>Benavente T.; Celedonio E.</i>	215
70.	FACTORES DE RETRODISPERSIÓN PARA FOTONES DE BAJA ENERGÍA EN FANTOMAS DE AGUA Y ACRÍLICO <i>Benavente T.; Márquez J.; Santa Cruz J.</i>	217
71.	USO DEL CÓDIGO MCNP EN LA DETERMINACIÓN DE DOSIS USANDO UN CAMPO DE RADIACIÓN GAMMA MONOENERGÉTICO EN UN TLD <i>Ticllacuri M.</i>	221
72.	TRATAMIENTO QUÍMICO DE RESIDUOS RADIATIVOS LÍQUIDOS CONTAMINADOS CON CESIO-137 <i>Guiop L.; Mallaupoma M.</i>	223
73.	DISEÑO DE UNA PLANTA DE TRATAMIENTO QUÍMICO PARA RESIDUOS RADIATIVOS DE BAJA Y MEDIANA ACTIVIDAD <i>Mallaupoma M.</i>	224
74.	CONSIDERANDOS DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA EN LA GESTIÓN DE FUENTES DE COBALTOTERAPIA <i>Mallaupoma M.</i>	226
75.	LA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS EN EL CENTRO NUCLEAR RACSO <i>Mallaupoma M.</i>	227
76.	AUTOMATIZACIÓN DE LA PLANTA DE TRATAMIENTO QUÍMICO DE RESIDUOS RADIATIVOS DEL C.N. RACSO <i>yala A.; Quevedo M.; Mallaupoma M.</i>	228
77.	CARACTERIZACIÓN DE RESIDUOS LÍQUIDOS RADIATIVOS DEL C.N. RACSO <i>Quevedo M.; Ayala A.; Mallaupoma M.</i>	229
78.	DISEÑO DE CONTENEDORES PARA RESIDUOS RADIATIVOS <i>Chávez P.; Mallaupoma M.</i>	230

## SECCIÓN 7: APLICACIONES NUCLEARES

231

79. ELABORACIÓN DE UN RADIOFÁRMACO (PARTE II): FORMULACIÓN, MARCACIÓN Y DISTRIBUCIÓN BIOLÓGICA DEL EC  
*Robles A.; López J.* 233
80. PURIFICACIÓN DEL BENZOIL- MERCAPTOACETILTRIGLICINA, COMPLEMENTADO CON EVALUACIONES BIOLÓGICAS  
*Robles A.; Ramos B.; Herrera J.; Caballero J.; Otero M.* 243
81. OPERACIÓN DEL REACTOR RP-10 Y USOS  
*Anaya O.; Arrieta R.; Castillo W.; Villanueva J.; Urcia A.* 246
82. PRUEBAS PILOTO PARA OPTIMIZAR EL PROCESO DE LIOFILIZACIÓN DE AGENTES DE RADIODIAGNÓSTICO  
*Ramos B.; Condor M.; Herrera J.* 250
83. SÍNTESIS DEL CLORHIDRATO DE LA 2- METILALILAMINA Y SU APLICACIÓN EN LA PREPARACIÓN DEL 2-METOXI-ISOBUTIL-ISONITRILO (MIBI)  
*Baquerizo E.; López-Gabriel J.; Robles A.; Ramos B.* 252
84. ESTABLECIMIENTO DE LOS PARÁMETROS DE CONTROL RUTINARIOS PARA LA IRRADIACIÓN DE SUPLEMENTOS ALIMENTICIOS DESHIDRATADOS Y DE MATERIAL MÉDICO DESCARTABLE EN LA PLANTA DE IRRADIACIÓN MULTIUSO DEL PERÚ  
*Del Valle C.; Vargas J.; Linares M.* 254
85. ESTUDIOS DE DISPERSIÓN DE CONTAMINANTES VERTIDOS EN EL MAR DE CHIMBOTE  
*Sebastián C.; Maghella G.; Mamani E.; Maguiña J.* 257
86. APLICACIÓN DE RADIOTRAZADORES EN LA INDUSTRIA AZUCARERA  
*Maghella G.; Mamani E.; Maguiña J.* 261
87. INSPECCIÓN RADIOGRÁFICA JUNTAS SOLDADAS HIDROELÉCTRICA YANANGO" SAN RAMÓN – JUNÍN, PERÚ (GRAÑA Y MONTERO S. A. - HAUG SA)  
*Visurraga R.; Maguiña J.* 263
88. INSPECCIÓN RADIOGRÁFICA DE CORDONES Y JUNTAS SOLDADAS DE TOLVAS METÁLICAS EN VOLQUETES CATERPILLAR MODELO CAT 793C- CIA. MINERA ANTAMINA S.A.  
*Visurraga R.; Maguiña J.* 264
89. DETERMINACIÓN DE LA DECLINACIÓN BACTERIANA (T-90) EN LA BAHÍA DE CHIMBOTE  
*Sebastián C.; Maghella G.; Mamani E.; Maguiña J.* 265
90. CERTIFICACIÓN DE PLACAS RADIOGRÁFICAS SIMAC -ENDECOT S.A. PROYECTO SVOT (ENAPU-CALLAO)  
*Visurraga R.; Maguiña J.* 268
91. INSPECCIÓN RADIOGRÁFICA DEL BLOQUE DE BOMBAS TREN X EMPRESA TEXFINA S.A.  
*Visurraga R.; Maguiña J.* 269
92. DETERMINACIÓN DE VELOCIDAD Y DIRECCIÓN DE FLUJO DE AGUAS SUBTERRÁNEAS, UTILIZANDO Au-198 COMO RADIOTRAZADOR"  
*Rojas R.; Valencia J.* 270

93.	DETERMINACIÓN DE TIEMPOS DE TRÁNSITO EN EL SISTEMA HIDRÁULICO DE LA CENTRAL HIDROELÉCTRICA SAN GABÁN II <i>Sebastián C.; Maghella G.; Maguiña J.</i>	271
94.	INSPECCIÓN RADIOGRÁFICA DE LAS ESTACIONES DE BOMBEO Y VÁLVULAS DE MONITOREO DE PRESIÓN MINERADUCTO – CIA MINERA ANTAMINA S.A. ” <i>Visurraga R.; Maguiña J.</i>	273
95.	EVALUACIÓN DE LAS UNIDADES DE TRATAMIENTO DE AGUA DE LA ATARJEA, UTILIZANDO TÉCNICAS DE TRAZADORES <i>Sebastian C.; Maghella G.; Mamani E.; Maguiña J.</i>	274
96.	ESTUDIO DEL POTENCIAL GEOTÉRMICO DEL ALTIPLANO SUR (ÁREA “BORATERAS” LOTE CHALLAPALCA, DEPARTAMENTO DE TACNA) <i>Valencia J.; Palza G.</i>	277
97.	EVALUACIÓN DE LAS ZONAS GEOTÉRMICAS DEL SUR DEL PERÚ <i>Aguinaga J.; Kihien, C.; Rojas R.</i>	279
98.	ESTUDIO ISOTÓPICO E HIDROQUÍMICO DEL LAGO TITICACA <i>Paredes M.; Campos J.; Gaita A.; Rojas R.; Gourcy L.; Groening; Han L.F.; Gonfiantini R.; Cioni R.; Guidi M.; Rozanski K.; Kipfer R.</i>	280
99.	ORIGEN DE LAS AGUAS DE MANANTIAL EN ZONA DE CUENCA DEL RÍO CAÑETE <i>Rojas R.</i>	282
100.	CARACTERIZACIÓN DEL ACUÍFERO DE LIMA (SECTOR DEL RÍO CHILLÓN) <i>Rojas R.; Ruiz J.</i>	283
101.	FUENTES SELLADAS RADIATIVAS DE IRIDIO-192 PARA GAMMAGRAFÍA INDUSTRIAL <i>Condori J.</i>	284
102.	ELABORACIÓN DE UN RADIOFÁRMACO (PARTE I): PREPARACIÓN DE UN LIGANDO DEL TIPO DIAMINODITIOLO PARA USO EN MEDICINA NUCLEAR <i>López-Gabriel J.; Robles R.</i>	286
103.	MACROAGREGADO DE ALBÚMINA EN SUSPENSIÓN, MEJORAMIENTO DEL PROCESO DE PRODUCCIÓN <i>Petzoldt I.; Robles A.; Cruz; C.</i>	294
104.	PARÁMETROS DE TEMPERATURA EN EL PROCESO DE LIOFILIZACIÓN DE LOS AGENTES PARA USO RADIODIAGNÓSTICO, Y SU INFLUENCIA EN LA CALIDAD DEL PRODUCTO FINAL <i>Petzoldt I.</i>	297
105.	EVALUACIONES DE LAS DISTRIBUCIONES BIOLÓGICAS Y GAMMAGRÁFICAS DEL AGENTE RADIOTERAPÉUTICO HIDROXIAPATITA – 153Sm <i>Herrera J.; Paredes N.; Portilla A.; Miranda J.; Carrillo D.</i>	299
106.	SÍNTESIS Y MARCACIÓN DE META-IODOBENCILGUANIDINA (m-IBG) CON I-131 <i>Miranda J.; Herrera J.; Robles A.; Caballero J. Ticona L.</i>	301
107.	SÍNTESIS Y MARCACIÓN DE HIDROXIAPATITA CON SAMARIO-153 (HA-153SM) <i>Miranda J.; Herrera J.; Portilla A.; Carrillo D.; Enciso A.</i>	304

108.	OPTIMIZACIÓN DE LA TÉCNICA DE CONCENTRACIÓN DE PROTEÍNA EN EL MACROAGREGADO DE ALBÚMINA (MAA) <i>Koga R.; Morote M.</i>	306
109.	ESTUDIO DE ESTABILIDAD PARA AGENTES DE RADIODIAGNÓSTICO MARCADOS CON <sup>99m</sup> Tc <i>Benites M.; Ramos B.; Robles A.; Otero M.</i>	309
110.	MARCACIÓN DE LA HORMONA TIROIDEA 3`3',5 -TRIYODOTIRONINA (T3) CON 125I PARA LA OBTENCIÓN DE LA TIROXINA 125I (T4) POR EL MÉTODO DE LA CLORAMINA T <i>Benites M.; Morón G.; Vásquez S.</i>	312
111.	ANÁLISIS CITOGENÉTICOS DE LOS AFECTADOS DEL CASO YANANGO <i>Espinoza M.; Vizcardo C.; Oliveros N.; Ortega J.; Cano Y.</i>	315
112.	EVALUACIÓN AMBIENTAL DE ECOSISTEMAS ALTAMENTE SENSIBLES: USO DE LÍQUENES COMO BIOMONITORES <i>López M.; González S.; Osores J.; Mendoza P.; Ubillús M.</i>	318
113.	CONSTRUCCIÓN Y MONTAJE DE UNA CELDA PARA PRODUCIR I 131 EN LA PLANTA DE PRODUCCIÓN DE RADIOISÓTOPOS <i>Medina M.; Cavero L.; Martínez R.; Scacciotti S.; Ramos A.; Michuy A.; Huatay L.; Corahua A.; Choquehuanca E.</i>	322
114.	CONSTRUCCIÓN Y MONTAJE DE LA CELDA DE IRIDIO EN LA PLANTA DE PRODUCCIÓN DE RADIOSÓTOPOS <i>Medina M.; Condori J.; Cavero L.; Martínez R.; Scacciotti S.; Ramos A.; Corahua A.</i>	324
115.	CÁLCULO DEL PORCENTAJE DE LA DOSIS EN PROFUNDIDAD EN AGUA USANDO EL CÓDIGO DE SIMULACIÓN MCNP <i>Rojas E.; Picón C.; Montoya M.</i>	326
116.	CÁLCULO DE DOSIS POR COMBINACIÓN DE PANTALLA - PELÍCULA: VERDE - AZUL EN COMPARACIÓN CON COMBINACIÓN PANTALLA – PELÍCULA: VERDE – VERDE EN PLACAS DE RAYOS X <i>Defilippi L.; Montoya M.</i>	327
117.	VALIDACIÓN DE LA TÉCNICA L.A.L. (GEL CLOT) EN LOS AGENTES DE RADIODIAGNÓSTICO Y RADIOISÓTOPOS <i>Morote M.; Otero M.; Chávez G.</i>	329
118.	DETERMINACIÓN DE LA ACTIVIDAD ALFA (NATURAL Y ARTIFICIAL) EN SUELOS Y AGUA CONTINENTAL EN EL PERÚ <i>Gonzáles S.; Osores J.; Martínez J.; Torres C.</i>	331
119.	ENVIRONMENTAL RADIOACTIVITY AT THE PERUVIAN SCIENTIFIC STATION "MACHU PICCHU" <i>Gonzáles S.; Osores J.; Martínez J.; López E.; Jara R.</i>	334
120.	RADIOACTIVIDAD AMBIENTAL EN LA ESTACIÓN CIENTÍFICA ANTÁRTICA PERUANA MACHU PICCHU 1999 – 2000 <i>Gonzáles S.; Osores J.; Martínez J.; López E.; Jara R.</i>	338
121.	STUDY OF ANTARCTIC LICHENS AS ENVIRONMENTAL BIOMONITORS IN THE ADMIRALTY BAY: PRELIMINARY STUDY OF TRACE ELEMENTS CONTENTS BY NEUTRON ACTIVATION ANALYSIS <i>Gonzáles S.; Osores J.; Mendoza P.</i>	342

122.	PROGRAMA DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA AMBIENTAL EN EL CENTRO NUCLEAR RACSO 1998 – 2001 <i>González S.; Osores J.; Martínez J.; López E.; Jara R.; Anaya A.</i>	346
123.	VIGILANCIA RADIOLÓGICA MARINA 1999 – 2000 <i>González S.; Osores J.; Martínez J.; López E.; Jara R.; Anaya A.</i>	348
124.	EFFECTO DE 2, 4 y 6 kGy SOBRE LAS CARACTERÍSTICAS MICROBIOLÓGICAS DE HAMBURGUESA DE POLLO ALMACENADAS A $2 \pm 2$ °C <i>Torres Z.; Vivanco M.; Basurto H.; Silva M.</i>	351
125.	ELIMINACIÓN DE VIBRIO CHOLERAEL TOR, EN CONCHAS DE ABANICO (ARGOPECTEN PURPURATUS) CON EL USO DE RADIACIÓN GAMMA Y EVALUACIÓN SENSORIAL DEL PRODUCTO <i>Torres Z.; Bernuy B.; Vivanco; Kahn G.</i>	360
126.	ELIMINACIÓN DE VIBRIO CHOLERAEL 01, BIOTIPO EL TOR, SEROTIPO INABA EN ALMEJAS (Gari solida) EMPLEANDO LAS RADIACIONES GAMMA <i>Torres Z.; Guzmán E.; León R.</i>	369
127.	ELIMINACIÓN DE VIBRIO CHOLERAEL TOR, EN CHOROS (AULACOMYA ATER) CON EL USO DE RADIACIÓN GAMMA <i>Torres Z.; Zapata G.</i>	382
128.	ELIMINACIÓN DE VIBRIO CHOLERAEL TOR, EN FILETES DE JUREL (TRACHURUS PICTURATUS MURPHYI) CON EL USO DE RADIACIÓN GAMMA Y EVALUACIÓN SENSORIAL DEL PRODUCTO <i>Torres Z.; Kahn G.; Vivanco M.; Bernuy B.</i>	390
129.	ELIMINACIÓN DE VIBRIO CHOLERAEL TOR, EN COLAS DE LANGOSTINO (PENAEUS VANNAMEI) EMPLEANDO RADIACIÓN IONIZANTE <i>Torres Z.; Vivanco M.; Guzmán E.; Kahn G.; Bernuy B.</i>	399
130.	ELIMINACIÓN DE VIBRIO CHOLERAEL EN FILETE DE LISA (MUGIL CEPHALUS) MEDIANTE RADIACIÓN GAMMA <i>Torres Z.</i>	409

## **SECCIÓN 8: REGULACIÓN Y NORMATIVIDAD** **417**

131.	ESTABLECIMIENTO DEL SISTEMA DE LA CALIDAD EN EL DEPARTAMENTO DE QUÍMICA ISO 17025 <i>Torres B.; Montoya E.; Bedregal P.; Olivera P.; Mendoza P.; Ubillús M.; Ramos R.</i>	419
132.	SISTEMA DE ASEGURAMIENTO DE LA CALIDAD PARA EL REACTOR NUCLEAR DE INVESTIGACIÓN RP-10: ISO 9000 (1995) / SS Nº 50-C/SG-Q OIEA <i>Gayoso C.</i>	423
133.	EVALUACIÓN, ELABORACIÓN Y GESTIÓN PARA LA ACTUALIZACIÓN DE LA CONFIGURACIÓN DE LOS INFORMES DE ANÁLISIS DE SEGURIDAD DEL REACTOR RP-10 <i>Gayoso C.</i>	429
134.	DESARROLLO DEL SISTEMA DE SEGURIDAD E HIGIENE INDUSTRIAL EN LA DIRECCIÓN GENERAL DE INSTALACIONES <i>Gayoso C.</i>	433



135.	CONTRIBUCIÓN DEL PROYECTO ARCAL XX/OIEA AL MEJORAMIENTO DE LA SEGURIDAD RADIOLÓGICA EN LAS PRÁCTICAS MÉDICAS <i>Medina E.</i>	436
136.	APLICACIÓN EN EL PERÚ DE LOS DOCUMENTOS DEL PROYECTO ARCAL XX PARA EL CONTROL EN RADIOGRAFÍA INDUSTRIAL <i>Medina E.</i>	440
137.	EMERGENCIAS RADIOLÓGICAS Y EL ROL DEL PROYECTO ARCAL <i>Medina E.</i>	445
138.	IMPLEMENTACIÓN DE NUEVO REGLAMENTO DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA EN EL PERÚ <i>Medina E.</i>	450
139.	CONTROL DE CALIDAD NUCLEAR DE ESPECTRÓMETRÍA GAMMA CON DETECTORES DE HPGe <i>Benites M.; Guzmán A.; Robles A.</i>	454
140.	DISMINUCIÓN DEL NÚMERO DE PLACAS REPETIDAS AL APLICAR UN PROGRAMA DE CONTROL DE CALIDAD EN EQUIPOS DE RAYOS X <i>Defilippi L.; Montoya M.</i>	457
141.	ASEGURAMIENTO DE CALIDAD EN EL DEPARTAMENTO DE CONTROL AMBIENTAL <i>González S.; Osores J.; Martínez J.; López E.; Jara R.</i>	458
142.	CONTROL DE CALIDAD EN EQUIPOS DE RAYOS X UTILIZADOS EN DIAGNÓSTICO <i>Benavente T.; Márquez J.; Santa Cruz J.; Celedonio E.; Gómez M.; Poma M.</i>	462
	<b>SECCIÓN 9: OTROS TEMAS (MISCELÁNEA)</b>	<b>469</b>
143.	ALGUNOS ASPECTOS COMPARATIVOS EN LA GENERACIÓN DE ELECTRICIDAD <i>Avila J.; Llamas I.</i>	471
144.	IMPLEMENTACIÓN DE SISTEMA DE BÚSQUEDAS BIBLIOGRÁFICAS EN ENTORNO WEB (INTRANET) DEL CEID <i>Baltuano O.; Prado A.; Gonzáles A.</i>	473
145.	PERU COUNTRY SPECIFIC DATABASE IMPLEMENTATION FOR COMPARATIVE ASSESSMENT OF ELECTRICITY OPTIONS AND STRATEGIES (DECADES PROJECT) <i>Pizarro C.; Avila J.</i>	476
146.	OPTIMIZACIÓN DE LA EFICIENCIA DEL ACCIONAMIENTO DE UN MOTOR DE INDUCCIÓN APLICADO A UN BOTE SOLAR <i>Gilberto C. D. Sousa; Domingos S. L. Simonetti; Cifuentes E.; Rey J.P.</i>	478
147.	DESARROLLO DE UN SISTEMA DE BASE DE DATOS Y CÁLCULO DE CONCENTRACIONES ANÁLISIS POR ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA SEGÚN EL MÉTODO DEL $K_0$ <i>Ramos R.</i>	482
148.	VALIDACIÓN DE SOFTWARE DE CÁLCULO DE CONCENTRACIONES PARA ANÁLISIS POR ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA SEGÚN EL MÉTODO DE $K_0$ <i>Ramos R.</i>	484



# *1. Física Nuclear y de Reactores*

# SOLUCIÓN ANALÍTICA Y NUMÉRICA DE LA ECUACIÓN CINÉTICA PUNTUAL DE UN REACTOR PARA 1 Y 6 GRUPOS

Zúñiga A. <sup>(1)</sup> [azuniga@ipen.gob.pe](mailto:azuniga@ipen.gob.pe); Bruna R. <sup>(2)</sup> [rbruna@ipen.gob.pe](mailto:rbruna@ipen.gob.pe); Paredes P. <sup>(3)</sup>; Oré J. <sup>(4)</sup>

- (1) Dirección General de Instalaciones – IPEN / Lima, Perú  
 (2) Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad – IPEN / Lima, Perú  
 (3) Universidad Nacional Mayor de San Marcos / Lima, Perú  
 (4) Universidad Nacional de Ingeniería / Lima, Perú

## Resumen

Se plantean las ecuaciones cinéticas para 1 y 6 grupos de neutrones, para el modelo de reactor nuclear puntual y se resuelven tanto analítica como numéricamente. Tanto la solución analítica vía la transformada de Laplace como la numérica son efectuadas con el software Mathematica. Los resultados se presentan en función de reactividades positivas. Los gráficos permiten apreciar los fenómenos físicos asociados con la evolución de la población neutrónica en función del parámetro reactividad.

## Descripción Teórica

La variación de la población neutrónica en el reactor nuclear con el tiempo puede ser vista como un problema de balance entre los términos de producción (P) y destrucción (D),

$$\frac{dN}{dt} = P - D \quad (1)$$

En la literatura [1,2] se ha presentado en detalle las correspondientes expresiones para dichos términos, que bajo ciertas limitaciones tales como no considerar los parámetros posición, ángulo sólido y energía, el MRP a pesar de su simplicidad es muy usado en el trabajo rutinario con reactores nucleares.

## ECUACIONES DE LA CINÉTICA PUNTUAL

### Para un grupo de neutrones retardados

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\$ - 1}{\Lambda^*} n(t) + I c(t) \quad (2)$$

$$\frac{dc(t)}{dt} = \frac{n(t)}{\Lambda^*} - \lambda c(t) \quad (3)$$

donde:

$$n(t) = \frac{N(t)}{N(t=0)}; \quad c(t) = \frac{C(t)}{C(t=0)}$$

$N(t)$  : densidad neutrónica

$C(t)$  : concentración de precursores de neutrones

$\lambda$  : constante de decaimiento de los precursores

$\beta$  : fracción efectiva de neutrones retardados

$\rho$  : reactividad absoluta

$\$ = \rho / \beta$  : reactividad en dólares

$\Lambda^* = \Lambda / \beta$ : tiempo entre generaciones reducido

En nuestro trabajo utilizamos las constantes nucleares, Keepin[1965]:

Grupo $i$	$b_i$	$\lambda_i$ ( $s^{-1}$ )	$\tau_i$ (s)
1	0.033	0.0124	80.645
2	0.219	0.0305	32.787
3	0.196	0.1110	9.009
4	0.395	0.3010	3.322
5	0.115	1.1400	0.877
6	0.042	3.0100	0.332

Donde:

$b_i$ , constante de producción relativa de neutrones retardados del grupo  $i$ -ésimo.

$\tau_i = 1/\lambda_i$ , tiempo de vida de los neutrones retardados del grupo  $i$ -ésimo

Para diferenciar los comportamientos en el tiempo (largos,  $\lambda = 0.08 \text{ s}^{-1}$  y cortos,  $\lambda = 0.4 \text{ s}^{-1}$ ) posteriores a la inserción de reactividad, utilizamos dos criterios de definición del único parámetro  $\lambda$

$$\lambda = \left[ \sum_{i=1}^m b_i \frac{1}{\lambda_i} \right]^{-1} \quad (4)$$

$$\lambda = \left[ \sum_{i=1}^m b_i \lambda_i \right] \quad (5)$$

### Para seis grupos de neutrones retardados

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\$ - 1}{\Lambda^*} n(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i c_i(t) \quad (6)$$

$$\frac{dc_i(t)}{dt} = \frac{b_i n(t)}{\Lambda^*} - \lambda_i c_i(t) \quad i=1,2,\dots,6 \quad (7)$$

Para resolver este sistema definimos las condiciones iniciales siguientes:

$$n(t=0) = 1 \quad y$$

$$c_{i0} = c_i(t=0) = \frac{b_i}{\lambda_i \Lambda^*} \quad i=1,2,\dots,6 = m$$

Para una inserción de reactividad "tipo escalón", se demuestra que la solución para  $n(t)$  presenta la forma siguiente

$$n(t \geq 0) = \sum_{j=1}^{m+1} B_j e^{s_j t} \quad (8)$$

Paralelamente surge la conocida ecuación *inhour*, que relaciona las raíces  $s_j$  correspondientes al valor de la reactividad insertada

$$\rho = s_j \Lambda^* + \sum_{i=1}^m \frac{b_i s_j}{s_j + \lambda_i} \quad (9)$$

## Resultados

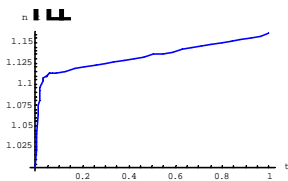
### Para un grupo de neutrones retardados:

El sistema de ecuaciones diferenciales lineales (2) y (3), se resolvieron analíticamente por el método de la Transformada de Laplace, con "Mathematica 3.0".

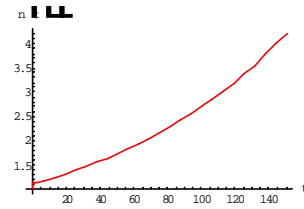
En las figuras 1 y 2 se muestran los resultados para una inserción de reactividad de  $\rho = 0.1$ , para tiempos cortos (transitorio) y largos (persistente), respectivamente

$$n(t) = -0.110 e^{-90.444t} + 1.110 e^{0.044t}$$

$$n(t) = -0.111 e^{-90.089t} + 1.111 e^{0.009t}$$



**Fig. 1.** Evolución transitoria de la población neutrónica para  $\rho = 0.1$ .

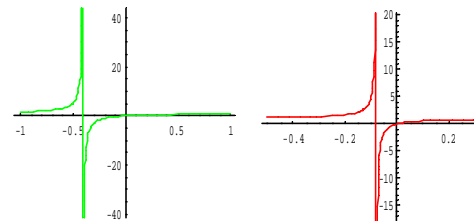


**Fig. 2.** Evolución persistente de la población neutrónica para  $\rho = 0.1$ .

Utilizando la ecuación *Inhour* para los  $\lambda$  mencionados (asintotas en la figura 3) las dos raíces  $s_j$  correspondientes son

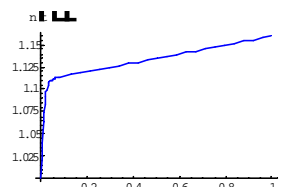
i) Para la evolución transitoria:  $s = \{-90.444, 0.044\}$

ii) Para la evolución persistente:  $s = \{-90.089, 0.009\}$

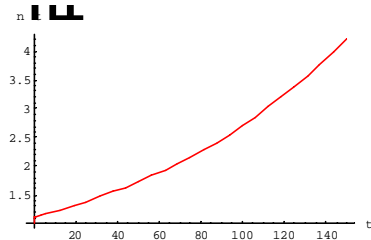


**Fig. 3.** Representación de las raíces de la ecuación *Inhour*, para las evoluciones transitoria y persistente respectivamente a un grupo de neutrones retardados.

Resolviendo numéricamente el sistema (2) y (3) con *Mathematica*, se obtiene  $n(t)$  para este mismo valor de inserción de reactividad, figuras 4 y 5:



**Fig. 4.** Resultado numérico de la evolución transitoria de la población neutrónica para  $\rho = 0.1$ .

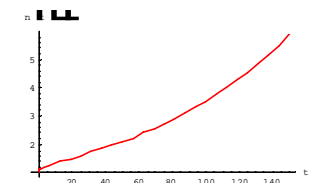
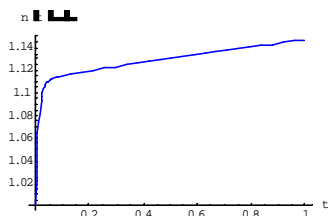


**Fig. 5.** Resultado numérico de la evolución persistente de la población neutrónica para  $\beta = 0.1$ .

**Para seis grupos de neutrones retardados:**

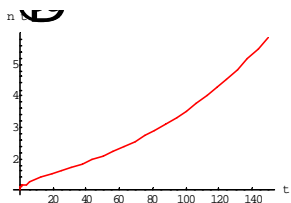
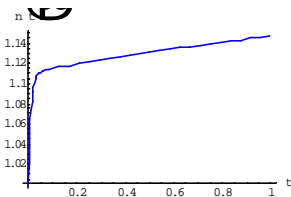
Análogamente se resuelve analíticamente el sistema de ecuaciones (6) y (7), resultando:

$$n(t) = -0.1099e^{-90.455t} - 0.0043e^{-2.884t} - 0.0119e^{-1.012t} - 0.0399e^{-0.187t} - 0.0877e^{-0.063t} - 0.0299e^{-0.014t} + 1.2838e^{0.010t}$$



**Fig. 6.** Evolución de la población neutrónica para seis grupos,  $\beta = 0.1$ . (Solución analítica)

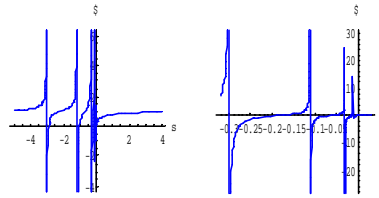
Resolviendo numéricamente el sistema (6) y (7) con *Mathematica*, se obtiene  $n(t)$  para este mismo valor de inserción de reactividad, figura 7:



**Fig. 7.** Evolución de la población neutrónica para  $\beta = 0.1$ . (Solución numérica)

Utilizando la ecuación Inhour, las siete raíces  $s_j$  correspondientes son:

$$s_j = \{-90.455, -2.884, -1.012, -0.187, -0.063, -0.014, 0.010\}$$



**Fig. 8.** Representación de las raíces de la ecuación Inhour, para la evolución de la población neutrónica a seis grupos de neutrones retardados.

## Referencias

1. Gómez, Angel. Notas: Cinética de Reactores. Postgrado en Reactores Nucleares. Módulo "Física de Reactores" I.E.S.D.E 1997 (no publicado).
2. Duderstadt J.J. and Hamilton L.J. Nuclear Reactor Analysis. John Wiley & Sons. New York. 1976. 650 p.
3. Wolfram, Stephen "Mathematica 3.0", Manual. Wolfram Research, 1996.
4. Keepin, G. Robert, Physics of Nuclear Kinetics. Addison-Wesley, Massachusetts, 1965. 435 p.

# CÁLCULO NEUTRÓNICO DE PARÁMETROS DE SEGURIDAD DE LOS REACTORES RP-10 Y RP-0

Lázaro G. <sup>(1)</sup> [glazaro@ipen.gob.pe](mailto:glazaro@ipen.gob.pe); James R. Deen <sup>(2)</sup> [b19281@sol1.ep.anl.gov](mailto:b19281@sol1.ep.anl.gov);  
William L. Woodruff <sup>(2)</sup> [b17681@sol8.ep.anl.gov](mailto:b17681@sol8.ep.anl.gov)

(1) *Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad – IPEN / Lima, Perú*

(2) *Technology Division - RERTR program Argonne National Laboratory-USA*

## SUMMARY

Theoretical safety calculations were done with proved codes utilized by the staff of the RERTR program in the HEU to LEU core conversions. The studies were designed to evaluate the reactivity coefficients and kinetics parameters of the reactor involved in the evolution of peak power transients by reactivity insertion accidents. It was done to show the trend of these reactivity coefficients as a function of the core size and fuel depletion for RP-10 cores. It was useful to get a better understanding of the progression of the reactivity insertion transients monitoring the critical thermal-hydraulic parameters to avoid core damage. To confirm the accuracy of these studies the results were compared with experimental data of the SPERT I reactors. The microscopic cross section calculations were condensed to 15 broad groups using the WIMSD4M[1] code for all the isotopes from eight different regions that model seven different assemblies. The Supercell, multiplate and homogenized options were used to represent the different assemblies in the reactor. For diffusion theory calculations the DIF3D[2] code was used in planar geometry with input axial buckling to simulate axial leakage. To Benchmark the designed models used in the cross sections generation and the DIF3D designed model, the VIM[3] Monte Carlo code was used. The RECOEFF[4] code was used to calculate the reactivity coefficients.

## I. INTRODUCTION

The neutronic parameters calculated were power density, the beta effective, fast neutron life time & prompt neutron generation time. The reactivity coefficients of moderator temperature, fuel temperature and moderator density have also been calculated. These parameters, which have relation with safety

analysis, have been studied to show the trend as function of the core size and core burn-up..

## III CALCULATIONAL MODELS

For the neutronic analysis of the RP-10 reactor, the RP-10 A16/25 and RP0-16/12 core configuration have been represented by seven basic assemblies. Each of these assemblies has been modeled using the WIMS-D4M code to get the microscopic cross sections of all the most important isotopes of each material in each assembly. To get these results, the new WIMS-D4M Supercell option and the multiplate and homogenized options have been applied.

The Supercell option was used for the control rod guides and extra region of the control fuel element, for the graphite and beryllium reflectors, irradiation box, water box, and fine control rod box. For the standard fuel element calculations the simple cell option was used. The Supercell and Multiplate options were used for the control rod guides and extra region of the control fuel element. All the WIMS-D4M output files that have the microscopic cross sections for all the major isotopes were merged to one binary file used the input for DIF3D code diffusion calculations. These calculations have been made with depleted and fresh fuels assuming that all the control rods were fully withdrawn from the core. The water temperature coefficient is calculated for temperatures ranged from 300K to 500K and temperatures for fuel from 300K to 800K.

### Generation of the Microscopic cross sections

For all the basic assemblies, the WIMSD4M integral transport calculation was performed in a structure of 30 groups in which 16 are thermal groups. These were condensed to 15 energy groups for the core calculations. The

density and composition for each assembly of the RP10 & RP0 reactors are described in the next tables 1 to 5.

**Table N<sup>o</sup> 1 Fine control rod box**

Element	Density(g/cm <sup>3</sup> )	Area(cm <sup>2</sup> )	N(atoms/b.cm)
Al	2.700000	18.664000	1.7813439e-2
C	1.710000	38.080000	5.1708259e-2
H2O	0.997815	6.396000	6.758251e-3 (H)
			3.378786e-3 (O)
Total	1.930498	63.140000	

**Table N<sup>o</sup> 2 Irradiation box**

Element	Density(g/cm <sup>3</sup> )	Area(cm <sup>2</sup> )	N(atoms/b.cm)
Al	2.700000	20.030200	1.9117379e-2
H2O	0.997815	43.109800	4.5551e-2 (H)
			2.2773e-2 (O)
Total	1.537807	63.140000	

**Table N<sup>o</sup> 3 Graphite Reflector box**

Element	Density(g/cm <sup>3</sup> )	Area(cm <sup>2</sup> )	N(atoms/b.cm)
Al	2.700000	9.436400	9.00636e-3
C	1.710000	51.063500	6.93361e-2
H2O	0.997815	2.640100	2.78968e-3 (H)
			1.39467e-3 (O)
Total	1.930498	63.140000	

**Table N<sup>o</sup> 4 Beryllium Reflector box**

Element	Density(g/cm <sup>3</sup> )	Area(cm <sup>2</sup> )	N(atoms/b.cm)
Al	2.700000	7.311600	6.89828e-3
Be	1.850000	52.375700	1.025457e-1
H2O	0.997815	3.452700	3.64825e-3 (H)
			1.82394e-3 (O)
Total	1.898240	63.140000	

**Table N<sup>o</sup> 5 Fuel Assembly**

Element/MEAT	Density(g/cm <sup>3</sup> )	N(atoms/b.cm)
U3O8	2.714850	
U(235+238)	2.317246	

U235	19.75%	1.172575e-3
U238	80.25%	4.704334e-3
Al-27	37.7%(4.3577)	3.666676e-2
O-16	9.6%(4.3577)	1.574619e-2
Element/CLAD	Density(g/cm <sup>3</sup> )	N(atoms/b.cm)
Al-27	2.7000	6.02630e-2
Element/WATER	Density(g/cm <sup>3</sup> )	N(atoms/b.cm)
H	11.1904%(1.0)	6.6859193e-2
O-16	88.8096%(1.0)	3.3427938e-2

### WIMSD4M Models for Microscopic Cross Sections Calculations

The 7 designed models were used in the WIMSD4M[1] code. The input for SFE and CFE cross sections generation was prepared according an automation option[10]. For diffusion calculations the reactors were modeled in three dimensions using the DIF3D code. The reactivity coefficients were calculated from core Keff data for all the cases at the different water densities and water temperatures (from 300K to 500K) and fuel temperatures (from 300K to 800K). The WIMSD4M/DIF3D input files were prepared with the purpose of Automation of reactivity Coefficient Calculations[10]. To Benchmark the models used in the cross sections generation and the DIF3D diffusion theory model the VIM[3] Monte Carlo code was used. The results presented in the table N<sup>o</sup> 6 show good agreement although these calculations were performed with zero axial leakage.

**Table N<sup>o</sup> 6**

	RP10	RP0
	$\hat{E}_{eff} \text{ } \ddot{O}_{axial=0}$	$\hat{E}_{eff} \text{ } \ddot{O}_{axial=0}$
DIF3D	1.206550	1.102036
VIM	1.217200	1.109400

### SAFETY PARAMETERS

Reactivity coefficients as a function of moderator temperature, moderator density and fuel temperature has been calculated for RP10 and RP0 reactors at the beginning for fresh



cores and burned core for RP10-A16/25(core 16). Two dimensional core calculations were performed using the WIMSD4M and DIF3D codes performed in 15 energy groups although the use of fewer broad group structure provides[8] (less negative) reactivity coefficients. The reactivity coefficients for the two cores are showed in the graphics 1, 2. The reactivity coefficients of moderator temperature, moderator density and fuel temperature show to be more negative for burned cores (Table N° 9). This evolution can be appreciated for the RP10 core. The RP0 reactor calculations were done for BOC only. For RP10 and RP0 fresh core calculations, the moderator density and the fuel temperature reactivity coefficient show to be more negative for RP0 core. The reason of this effect is due to the increased leakage as a result of the harder spectrum and shift of power profile. The Doppler reactivity coefficients show to be more negative for the RP0 fresh core although both RP0 and RP10 cores have the same quantity of U<sup>238</sup>. In these LEU fueled cores, the feedback response is almost exclusively due to the coolant and fuel temperatures and coolant density effects. In the accidents analysis the two former shows to be delayed effects, while the fuel temperature is instantaneous having an important reactivity control effect at the beginning of the peak power transient evolution.

**Table N° 9 DIF3D calculations**

Coefficient	RP10 - A16/25		RP0 A16/12
	Fresh	Burned	Fresh
Coolent Temp. *	-0.00990	-0.01400	- 10.16e-03
Coolent Density **	-0.18200	-0.19600	-0.32000
Sum Coolent Coeff.	-0.21680	-0.22050	-0.36020
Fuel Temperature *	-0.00168	-0.00185	-0.00217
Total Coefficient	-0.21848	-0.22224	-0.36225

\* Units in %ΔK/K/Δ°C, \*\* Units in %ΔK/K/%void. The coolant temperature coefficient calculated at 40°C. The coolant density coefficient is calculated changing the density 1%. The fuel temp. coefficient is calculated at 100 °C.

The WIMSD4M/DIF3D results show a close agreement with experimental data[4]. Table N° 10.

**Table N° 10 Comparison of the RP10 calculated values with experimental data**

	%ΔK/K/ %void	%ΔK/K/ Δ°C Moderator	%ΔK/K/ Δ°C Fuel
DIF3D	1.96000e-1	8.60e-3	1.850e-3
Experimental data	2.0076e-1	4.2666e-3	1.7440e-3**

\*The moderator temperature coefficients are calculated with a moderator temperature of 25 °C. The voiding coefficient was calculated for 1% density change. \*\*Theoretical value[5].

The next table has the Beta effective of the delayed neutrons, neutron prompt generation time and neutron prompt lifetime, Table N° 10. These values were evaluated with the VARI3D [9] code.

**Table N° 10 Kinetics parameters calculated with VARI3D code**

		$\hat{\alpha}_{eff}$	Generation Time(s)	Prompt lifetime
RP10	Fresh core	7.725434e-3	5.20033e-5	5.85768e-5
	Burned core	7.544569e-3	5.88546e-5	6.07199e-5
RP0	Fresh core	8.193778e-3	6.14437e-5	6.23870e-5

## SAFETY CALCULATIONS

The safety studies have been performed with the PARET code[7]. The values of the table 9 were used in these evaluations.

**Table N° 13 Safety calculations with PARET code**

$\bar{n}_{inserted}(\$)$	$\hat{\sigma}(1/s)$	Peak Power (MW)	T <sub>CLA</sub> (°C) peak Power.	T <sub>FUE</sub> (°C) peak Power	Time(s) peak Power
RP10 \ a)	67.90	369.10	227.53	308.70	0.894
	\ b)	64.85	322.35	212.01	286.31
RP0	67.22	130.46	177.94	243.83	0.8796

The case (a) is run with the kinetics parameters values considered in the ref.[5]. The case (b) is with the values of the table No 12.

The table N° 11 contains the values of PARET calculations at the time of peak power. For validation purpose the results were compared with experimental data of the SPERT I reactor. These values are plotted and showed in the fig N° 3. There is a good agreement of the RP10

& RP0 reactors for insertions accidents compared with the experimental data of the SPERT-I Low enrichment core[11].

### CONCLUSIONS

These validated neutronic calculations have established credible models and procedures to analyze the trend of the reactivity coefficients and safety calculations for the RP10 and RP0 reactor. For the same configuration the trend of the reactivity coefficient shows to be more negative for burned cores than fresh cores. So the worst case for the safety analysis study of a burned core can be done with the kinetics parameters of fresh core that show to be rather less negative. At the same way the peaking factor is greater for fresh than burned cores. A small core like the RP0 shows to have better reactivity coefficients (more negative) than a greater core like the RP10. This report shows that the analyzed transients don't cause any damage.

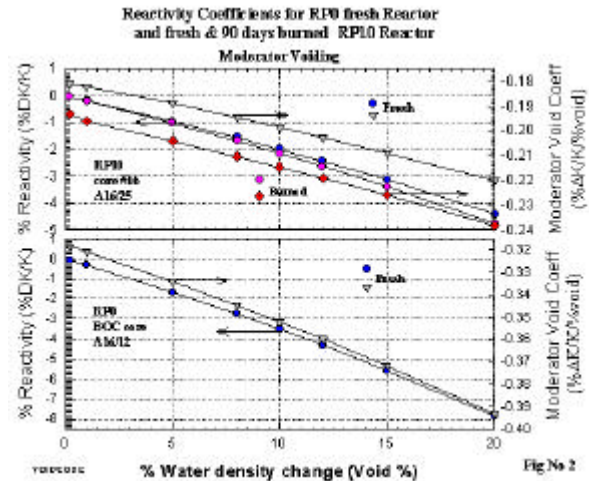


Fig No 2

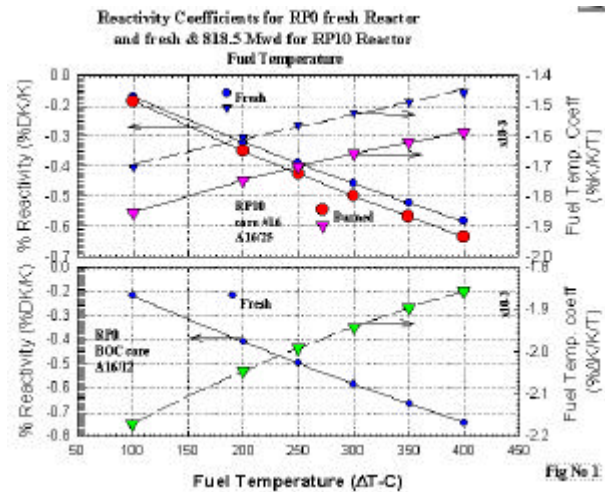
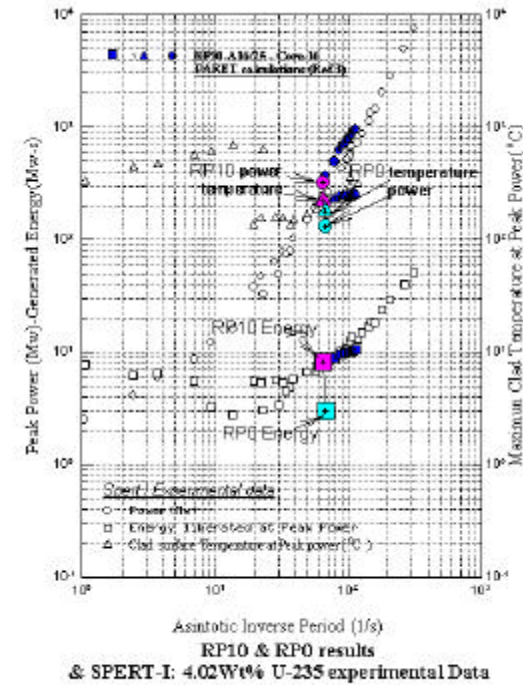


Fig No 3



RP10 & RP0 results & SPERT-I: 4.02W% U-235 experimental Data

Fig No 4

## References

- (1) WIMS-D4M User manual by J.R. Deen, W.L. Woodruff and C.I. Costescu
- (2) K.L. Derstine, "DIF3D: A Code to Solve One-, two-, and Three-dimensional Finite- Difference Diffusion Theory Problems", ANL-82-64,(1984).
- (3) R.N. Blomquist, "VIM - A Continuous Energy Neutronics and Photon Transport Code", ANS Proceedings of the Topical Meeting on Advances in Reactor Computations, Salt Lake City, Utah, pp 222-224, Mar. 1983.
- (4) G. Lázaro, "Experimental Measurements of RP10 (core 16) Reactivity Coefficients", Memo GLM/001/94 (July 26, 1994), IPEN.- Lima.
- (5) G. Lázaro, "Power Excursion Transients by Reactivity Insertion in The RP10 Nuclear Pool Research Reactor" MStHesis,UNI-IPEN,(1995)
- (6) W.L. Woodruff, "RECOEFF Code - New User Friendly Features for Reactivity Coefficient Data", Intra-Laboratory Memo (October 12, 1994, Argonne National Laboratory.
- (7) W.L. Woodruff, "A User Guide for the Current ANL Version of the PARET Code", RERTR Program, Argonne National Laboratory.
- (8) J. Deen, Effect of Broad Group Structure upon Reactivity Coefficient Calculations", Intra-Laboratory Memo (November 4, 1994), Argonne National Laboratory.
- (9) VARI3D Code, Argonne National Laboratory.

# SIMULACIÓN CON EL CÓDIGO MCNP DEL REACTOR NUCLEAR RP-10 EN SU CONFIGURACIÓN #14, BOC

Lázaro G. <sup>(1)</sup> [glazaro@ipen.gob.pe](mailto:glazaro@ipen.gob.pe); Parreño F. <sup>(1)</sup> [fparreno@ipen.gob.pe](mailto:fparreno@ipen.gob.pe)

<sup>(1)</sup> Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad – IPEN / Lima, Perú

## ABSTRACT

Se presenta los resultados de exceso de reactividad del núcleo RP10 en su configuración 14. Este exceso de reactividad ha sido calculado con MCNP4B con un modelo que describe en detalle las características de los elementos combustibles normales y de control, así como de cada elemento que constituye la configuración de trabajo #14. Este modelo fue previamente utilizado en el RP0., ha sido aplicado en la configuración de arranque para el cálculo del exceso de reactividad y criticidad con diferentes posiciones de barras. En todos los casos hay una muy buena aproximación de los resultados de MCNP con los valores experimentales.

## 1. Introducción:

En este trabajo se evalúa el exceso de reactividad, a partir del cálculo del **Keff**, de la configuración nuclear 14 del Reactor RP-10 con todas las barras de control fuera del núcleo. Los cálculos teóricos son realizados para una geometría tridimensional, en conjunto en cada uno de los elementos que constituyen la configuración nuclear de arranque del RP10 #14. Para este propósito se aplica el Método de Monte Carlo con MCNP4B[3]. El modelo de cálculo se valida con mediciones experimentales de la puesta en servicio[5], para cálculos de reactividad y posiciones de crítico, y con cálculos realizados con WIMS CITATION y PUMA Ref. [6]., para el núcleo de arranque del RP10.

## 2. Cálculo:

El código MCNP4B[3] fue utilizado con la biblioteca de datos ENDF/B-VI proveído por Los Alamos National Laboratory. En el presente trabajo, los cálculos fueron realizados en una SUN WORKSTATION de 200 MHz. y en una PC de 500 MHz de la DCAS/DGI.

## 3. Modelo de cálculo

La geometría utilizada en el modelo de cálculo del presente reporte es descrita en el Progress Report #1[1]., (Fig.[4]; 2,3,4). La configuración nuclear 14 (Fig.1) del RP-10 fue modelada de acuerdo a una configuración real, tal como fue realizado para las configuraciones 6 y 7 del RP-0. Este modelo de cálculo es descrito en el Progress Report #2 [2].

Las secciones eficaces para los nucleidos fueron tomadas desde evaluaciones ENDF/B-VI. En el cálculo, las librerías para el tratamiento térmico  $S(\alpha, \beta)$  fueron usadas para el agua y grafito. Debe tenerse en cuenta que los datos de secciones eficaces en esta biblioteca tienen de referencia los 300 grados Kelvin. Por lo tanto deben generarse datos a la temperatura correspondiente de evaluación experimental para cálculos más precisos, la cual puede asumirse como una fuente de error que será tomada en cuenta y corregida con el código NJOY.

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J
1				NG	PI	BCF	PI	NG		
2				NG	N7006	N7003	N7010	NG		
3				PI	BS2	N7001	BC1	PI		
4			NG	N7013	N7002	PI	N7005	N7015	NG	
5			NG	N7014	BC2	N7004	BS3	N7011	NG	
6				PI	N7008	N7009	N7010	PI		
7				NG	N7011	BS1	N7012	NG		
8				NG	PI	NG	PI	NG		
9										
10										

*Fig. 1. Configuración 14 del RP-10*

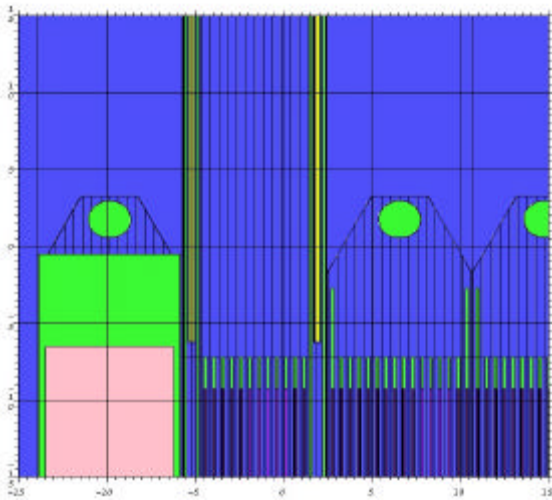
## 4. Resultados:

Se utilizan las tarjetas KCODE (criticidad del sistema) y KSRC (distribución espacial inicial de las fuentes puntuales) para describir la fuente. Los casos fueron evaluados considerando un tamaño de fuente de 5000 historias y 2000 ciclos totales, para determinar el exceso de reactividad con barras extraídas y el exceso teórico (error) de reactividad en posición de crítico.

En la Tabla 1 se presenta el valor de exceso de reactividad, para la configuración nuclear 14, obtenidos por simulación (modelo teórico) con el código MCNP4B y experimentalmente [5].

El resultado teórico del exceso de reactividad fue evaluado considerando totalmente extraídas las barras de control y de seguridad al mismo tiempo, es decir para: BS1 (100%), BS2 (100%), BS3 (100%), BC1 (100%), BC2 (100%) y BCF (100%). Como se indica en la tabla 1, se obtuvo un valor de exceso de reactividad de 6770 pcm con una incertidumbre de 37 pcm.

El resultado experimental del exceso de reactividad fue obtenido del procedimiento de calibración de barras [6] y equivalía inicialmente a 8200 pcm. Este resultado fue corregido por efectos de perturbación con el código



**Fig. 2** Detalle del modelo utilizado con MCNP al representar la parte superior de los elementos combustibles y los grafitos de la configuración No 14 del RP10. Se puede ver las asas del manipuleo de los elementos, la disposición de las barras de control, y las disposición axial de cada elemento en su posición final en el arreglo del núcleo

PUMA[6] en dicha referencia; entre las barras que fueron manipuladas durante la calibración: BS3, BC1 y BC2. Los valores para las perturbaciones fueron de 150 pcm (BS3-BC1), 500 pcm (BS3-BC2) y 790 pcm (BC2-BC1). El exceso de reactividad es entonces 8200 pcm – 150 pcm – 500 pcm – 790 pcm = 6790 pcm, tal como se indica en la tabla 1.

MCNP4B[3]	Experimental [5], [6]
6770 ( $\pm 37$ ) pcm	6790 pcm

**Tabla 1.** Excesos de reactividad para la configuración 14 del RP-10.

Este valor se consiguió considerando un buen grado de detalle (Fig 2) de la posición de barras 100% extraídas, ya que se observó cierto grado de influencia en el valor del Keff.

Para propósitos de confirmar los resultados de MCNP para el exceso de reactividad de puso a prueba el modelo empleado en el cálculo de criticidad con barras de control insertadas. Los valores experimentales en la puesta en servicio se muestran en la Tabla 2. En la Tabla 3 se presentan resultados teóricos del valor de reactividad, evaluados considerando la extracción porcentual de barras de control y de seguridad, en forma simultanea, para cada una de las posiciones de critico experimental, de la tabla 1, consideradas en el procedimiento de calibración de barras de la configuración nuclear 14 [6].

Puede observarse que, para las diversas posiciones de crítico, el único porcentaje de extracción que varía corresponde al de la BC1, entre el 31,1% y 31,5%. Los valores de reactividad fluctúan entre los 75 ( $\pm 26$ ) pcm y 188 ( $\pm 37$ ) pcm, respectivamente. No se precisan incertidumbres experimentales acerca de esta dispersión de valores de posición de critico para la BC1., pero en estas 4 puestas a critico se obtuvieron 4 posiciones diferentes de critico con la misma barra BC1, en el mismo día.

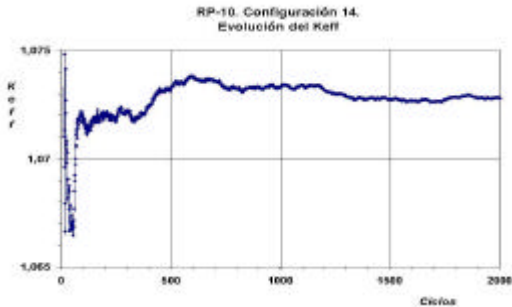
<b>RP10 Configuración N<sup>o</sup> 14</b>						
<b>% de extracción – posiciones de crítico</b>						
<b>I</b>	<b>BS1</b>	<b>BS2</b>	<b>BS3</b>	<b>BC1</b>	<b>BC2</b>	<b>BCF</b>
2	100	100	100	31,5	0	100
3	100	100	100	31,4	0	100
4	100	100	100	31,2	0	100
5	100	100	100	31,1	0	100

**Tabla 2.** Valores de reactividad en estado crítico para la configuración 14 del RP-10.

Posiciones de crítico	MCNP4B [3]
	<b>r (<math>\pm Dr</math>) pcm</b>
1	188 ( $\pm 37$ ) pcm
2	136 ( $\pm 26$ ) pcm
3	139 ( $\pm 25$ ) pcm
4	75 ( $\pm 26$ ) pcm

**Tabla 3.** Valores calculados con MCNP4B para cada una de las posiciones de la tabla 1.

En la Figura 2 y 3 se presentan las fluctuaciones en el cálculo del Keff, para el exceso de reactividad y fluctuaciones para posición de crítico de la tabla 2, observadas durante la simulación.



**Figura 2.** Variación del valor del Keff como función del número de ciclos, para la simulación del exceso de reactividad de la Configuración 14 del RP-10

Se observan grandes fluctuaciones en el valor del Keff durante los primeros ciclos. Esto se debe a que se está conformando la distribución espacial de la fuente y, el número de ciclos evaluados hasta ese momento es insuficiente para realizar una estadística confiable. Posteriormente se hace notoria la convergencia del Keff a los valores señalados en las Tablas 1 y 3.



**Figura 3.** Variación del valor del Keff como función del número de ciclos, para la simulación de la posición experimental de crítico de la Configuración 14 del RP-10

## 5. Conclusiones:

1. El valor experimental del exceso de reactividad, obtenido indirectamente de la calibración de barras de control y seguridad, y que equivale a 6790 pcm, cae dentro de las evaluaciones teóricas del exceso de reactividad de MCNP4B que da como resultado 6770 ( $\pm 37$ ) pcm. Esto nos permite validar que el modelo de cálculo teórico empleado es el más correcto diseñado para el RP10.

2. De la simulación de las posiciones de crítico experimental dadas en la tabla 2 se obtienen valores para el Keff entre 1.00075 ( $\pm 0.00026$ ) y 1.000188 ( $\pm 0.00025$ ). Lo que equivale a un exceso de reactividad entre los 75 ( $\pm 26$ ) pcm y 188 ( $\pm 37$ ) pcm. Con un mayor número de posiciones de crítico se tendrá una mejor estadística. Otra fuente de error está en la composición de las barras de control (análisis de sensibilidad en impurezas), barras de seguridad, barra fina y estructuras anexas asociadas.
3. Con fines de lograr mayor precisión y exactitud, es necesario conocer y hacer ingresar en el modelo de cálculo aquellos factores experimentales de perturbación que provocan la dispersión de valores en la posición de crítico de la barra BC1.

## 6. Referencias:

- (1) Datos para la modelación del RP0; Progress Report #1, Proyecto ARCAL XLIV; Gerardo Lázaro M., Fernando Parreño, Mariano Vela; Julio 2000.
- (2) Simulación con el código MCNP4B del Reactor RP 0 en su configuración N°6; Progress Report #2, Proyecto ARCAL XLIV; Gerardo Lázaro M., Fernando Parreño, Mariano Vela; Agosto 2000.
- (3) MCNP. Monte Carlo N-Particle transport Code System. CCC-660; Oak Ridge National Laboratory. J. Briesmeister.
- (4) Planos de los ECN, ECC, RG, RB; PL-01425/81f ; PL-01440/82
- (5) Planillas de calibración de barras de control del RP-10. Diciembre 1988.
- (6) Análisis por cálculo de las experiencias físicas de la puesta en servicio del reactor peruano: RP-10. M. Higa, M. Madariga. CNEA, 1988.

# SIMULACIÓN DE UN EXPERIMENTO PARA MEDIR LA DISTRIBUCIÓN DE LA ENERGÍA CINÉTICA DE FISIÓN INDUCIDA POR NEUTRONES TÉRMICOS DEL U-235\*

E. Saettone <sup>(1)</sup>; M. Montoya <sup>(2)</sup> [mmontoya@ipen.gob.pe](mailto:mmontoya@ipen.gob.pe)

(1) Universidad Nacional de Ingeniería

(2) Instituto Peruano de Energía Nuclear – IPEN / Lima, Perú

Uno de los datos necesarios para el estudio del proceso de fisión de núcleos actínidos es la configuración de los fragmentos en momento de la escisión. Esta configuración corresponde a un determinado valor de Energía coulombiana, la que se convierte en energía cinética de los fragmentos primarios (antes de la emisión de neutrones). Sin embargo, lo que se mide corresponde a fragmentos secundarios (después de la emisión de neutrones)

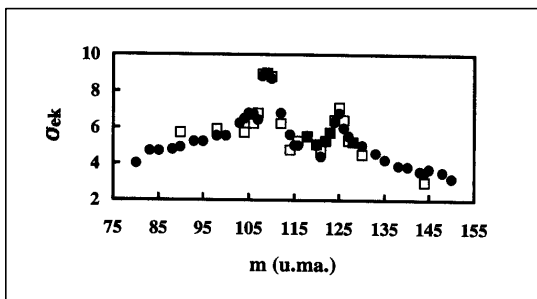


Fig. 1. Varianza de la distribución de la distribución de energía cinética ( $\sigma_{ek}$ ) en función de la masa secundaria ( $m$ ): experimental ( $\square$ ) y simulación ( $\bullet$ ).

R. Bristol et.al. [1] midieron la distribución de energía cinética de los fragmentos de fisión del U-235 inducida por neutrones térmicos con el espectrómetro LOHENGRIN de Grenoble. Ellos obtuvieron la varianza de la distribución de energía ( $\sigma_{ek}$ ) con un pico en torno a  $m = 110$ , el que fue reproducido por la simulación del experimento. Como resultado de esa simulación quedó establecido que dicho pico es debido a la emisión de neutrones y la rápida variación de rendimiento en función de la masa en esa región.

D. Belfafaf et.al. [2] repitieron el experimento, obteniendo otro pico de ( $\sigma_{ek}$ ) en torno a  $m = 125$ . En contraste con los resultados para  $m = 110$ , la simulación no parecía reproducir el pico para  $m = 125$ .

En este trabajo se logra reproducir, por el método de simulación Monte Carlo, el pico para  $m = 125$ , lo que demuestra que también se debe a la emisión de neutrones. (Fig. 1).

En conclusión, se observa que es imposible obtener una distribución de energía cinética de fragmentos primarios (antes de la emisión de neutrones) dado que esta emisión distorsiona esos datos. En ese sentido, la simulación Monte Carlo puede ayudar a remontar a los valores de los fragmentos primarios, lo que es valioso para comprender el fenómeno de fisión.

## REFERENCIAS

- [1]. Brissot, R., et.al.; Proc. Symp. Physics and Chemistry of Fission, v. II. IAEA, Vienna, 1980, p. 99-108.
- [2]. Belhafaf, D., et.al.; Z. Phys., A309, 253, 1983.

(\*)El trabajo corresponde a la tesis de Licenciado en Física, sustentado por E. Saettone. UNI, 1998.