MEMORIA TÉCNICA ARN 2015

CONTENIDO

PARTE I
Publicaciones y trabajos presentados en Congresos y/o Seminarios

CONCENTRACIÓN DE ACTIVIDAD ALFA Y BETA EN AGUAS POTABLES: DETERMINACIÓN Y RESULTADOS
Acosta, S.; Equillor, E. y Muñoz, J. 3

INCIDENTES EN GAMMAGRAFÍA INDUSTRIAL EN ARGENTINA, RECOPILACIÓN DE EVENTOS
Alonso, M.T., Pagni, I. y Ameal, E. 13

EVALUACIÓN DE LAS CONSECUENCIAS DE LA DISPERSIÓN DE RADIONUCLEIDOS ASOCIADA AL ATASCAMIENTO DE FUENTES UTILIZADAS EN PERFILAJE DE POZOS PETROLEROS
Amado, V.A., Alvarez, D.E. y Lee Gonzáles, H. 23

ANÁLISIS DE LA CONFIABILIDAD DE LOS DATOS METEOROLÓGICOS REGISTRADOS EN EL SITIO ATUCHA
Amado, V.; Ulke, A.G.; Marino, B. y Thomas, L. 35

ACTIVIDADES E IMPLICANCIAS DE LA SEGURIDAD FÍSICA EN EL MARCO NUCLEAR Y RADIACTIVO
Anahory, J.; Botiglieri, E.; Isaias, J.; Larrosa, S.; Menossi, S. y Renzi, C. 39

FORO: CRITERIOS DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA EN INSTALACIONES CON CICLOTRÓN
Andrada Contardi, F.A.; Facure, A.; Di Prinzio, R.; Cárdenas, C.; Hernandez, R.; Pérez Mulas, A.; Salinas, J.; Ravello, Y.; Souto, B. y Pacheco, R. 49

MARCO LEGAL DE LOS RESIDUOS RADIACTIVOS EN LA REPÚBLICA ARGENTINA
Arias, M.C. y Tula, C. 61

FUTURE DEVELOPMENT OF A DAILY OPERATIONAL REPOT THROUGH WEB INTERFACE
Avaro, E.J.; Fernández, M.A.; Pantin, A.S.; Quintana, E.E. and Truppa, L.A. 73

PROCESO DE ACTUALIZACIÓN DEL PLAN DE MONITOREO AMBIENTAL DE VERIFICACIÓN DEL COMPLEJO FABRIL MALARGÜE
Bonetto, J.P. y Czerniczyniec, M. 77

SEGUNDO EJERCICIO DE INTERCOMPARACIÓN REGIONAL DE DOSÍMETROS PERSONALES DE NEUTRONES 2014
Carelli, J.L.; Menchaca, I.; Discacciatti, A.P. y López, F.O. 91

EXEMPTION AND CLEARANCE PROGRESS IN THE ARGENTINE REGULATORY SYSTEM
Bossio, M.C. 105

LOS SERVICIOS DEL CENTRO DE INFORMACIÓN/BIBLIOTECA DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR
Carregado, M.A.; Garraza, P.; Barone, M. y Di Trano, V. 113

PERCEPCIÓN SOBRE LA ENERGÍA NUCLEAR EN ARGENTINA: INVESTIGACIÓN CON ALUMNOS DEL NIVEL SECUNDARIO
Chahab, M. 125

ACCIÓN REGULATORIA EN CASO DE APRISIONAMIENTO DE FUENTES RADIACTIVAS EN OPERACIONES DE PERFILAJE
Chiliutti, C.A.; Poletti, M.; Calabria, M. y Lodise, M.V. 151

BASIS FOR CRITICALITY INCIDENT DETECTION COVERAGE FOR A TYPICAL MTR-TYPE FUEL ELEMENTS FABRICATION PLANT
Cruzate, J.A. 161

VERIFICACIÓN DEL CONTROL DE LAS DESCARGAS DE EFLUENTES RADIACTIVOS AL AMBIENTE
Alvarez, D.E.; Czerniczyniec, M.A.; Amado, V.A.; Curti, A.R. y Lee Gonzáles, H.M. 175

IMPLEMENTACIÓN DE UN SISTEMA DE GESTIÓN DE LA CALIDAD EN UN ORGANISMO REGULADOR, BENEFICIOS Y SU EVOLUCIÓN
D´Amico, B.; Caldart, F. y Furió Lanuza, S. 185

COMPARACIÓN DOSIMÉTRICA PRECLÍNICA DE ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab CON ENSAYOS CLÍNICOS INTERNACIONALES
Crudo, J.L.; Nevares, N.N.; López Bularte, A.C.; Trotta, M.; Zapata, A.M.; Pérez, J.H.; Alfaro Agüero, P.; Puerta Yepes, N.; Gossio, S. y Rojo, A.M. 199

CAPACITACIÓN EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN CARDIOLOGÍA INTERVENCIONISTA EN LA ARGENTINA
Descalzo, A.; Touzet, R.; Di Giorgio, M.; Portas, M.; Dubner, D.; Gregori, B.; Discacciatti, A.; Sansogne, R.; Sanchez, G.; Papp, C.; Cherro, A. y Ruda Vega, M. 209

IMPLICANCIAS RADIOLÓGICAS DE LA VERIFICACIÓN DE CAMPAÑAS DE TRANSFERENCIA DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES GASTADOS
Diaz, G.D.; Pardo, L.A.; Llacer, C.D. y Villamayor, R. 221

ACTIVIDADES DEL LABORATORIO DE DOSIMETRÍA FÍSICA DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR
Discacciatti, A.; Carelli, J.; Menchaca, I.; Ferrufino, G.; Reyes, M. y Astrada, R. 235

INCERTIDUMBRES ASOCIADAS A LA MEDICIÓN DE LA CONTAMINACIÓN SUPERFICIAL
Discacciatti, A. y Menchaca, I. 255

REVISIÓN DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA OCUPACIONAL EN MEDICINA NUCLEAR
Ermacora, M.G.; Di Giorgio, M.; Rojo, A.M.; Hortal, L.; Roa, C.; Gossio, S.; Puerta, N.; Grassi, E.; Villella, A.; Ponce, R.; Besada, H.; Equillor, H.; López, F.O.; Lee Gonzáles, H.; Canoba, A. y Vicens, H.E. 271

OPERATOR EXPERIENCES AND IMPACT ON OPERATION DURING VOLCANIC ERUPTION
Fernández, M.A.; Tempesta, L. y Quintana, E.E. 283

ACTUALIDAD Y PERSPECTIVAS DE LA RED LATINOAMERICANA DE DOSIMETRÍA BIOLÓGICA (LBDNet)
García, O.; Di Giorgio, M.; Vallerga, M.B.; Radl, A.; Taja, M.R.; Stuck Oliveira, M.; Valdivia, P.; Lamadrid, A.I.; González, J.E.; Romero, I.; Mandina, T.; Guerrero-Carbajal, C.; Arceo Maldonado, C.; Cortina, G.E.; Espinoza, M.; Martínez-López, W. y Di Tomasso, M. 287

NORMATIVA COMPARADA EN BRAQUITERAPIA: NORMA ARGENTINA VS. NORMA AMERICANA
López Canton, F. y Gómez, F. 297

EVALUACIÓN DE LA CALIDAD DE LAS IMÁGENES CITOGENÉTICAS TRANSMITIDAS ELECTRÓNICAMENTE EN ESCENARIOS CON VÍCTIMAS MÚLTIPLES: UN ENFOQUE DE APLICACIÓN PARA LAS REDES DE DOSIMETRÍA BIOLÓGICA
González, J.E.; Di Giorgio, M.; Radl, A.; Taja, M.R.; Sapienza, C.E.; Stuck Oliveira, M.; Valdivia, P.; García, O.; Lamadrid, A.I.; Romero, I.; Mandina, T.; Guerrero-Carbajal, C.; Arceo- Maldonado, C.; Cortina-Ramirez, G.E.; Espinoza, M.; Oliveros, N.; Martínez-López, W.; Di Tomaso, M.V. y Méndez-Acuña, L. 309

3Dosim: UNA NUEVA HERRAMIENTA NUMÉRICA PARA LA RECONSTRUCCIÓN DOSIMÉTRICA DE UN ACCIDENTE RADIOLÓGICO
Gossio, S.; Cruzate, J.; Soppe, E., Discacciatti, A. y Di Giorgio, M. 317

DETERMINACIÓN DE TRITIO EN MUESTRAS DE AGUA CONDENSADA DE LA HUMEDAD AMBIENTE
Grassi, E.; Diodati, J.; Segovia, V. y Temprano, D. 327

ESTUDIO DEL MAPA DE CIRCULACIÓN NATURAL DE UN CANDU6 DURANTE UNA PÉRDIDA DE REFRIGERANTE CON RELAP5
Guala, M.V.; Lazarte, A.I. y Ugarte, R. 331

EVALUACIÓN DE LAS CONSECUENCIAS RADIOLÓGICAS EN UNA EMERGENCIA NUCLEAR EN ARGENTINA
Kunst, J.; Rodriguez, M. y Sadañiowski, I. 349

REVALORIZACIÓN DE LA TRADICIÓN EDUCATIVA DE LA ARN Y BÚSQUEDA DE LA EXCELENCIA ACADÉMICA
Larcher, A.M.; Nicolás, R. y Hurtado, D. 367

MODELO DE LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE CON RELAP5: APLICACIÓN PARA UN DISPARO DE TURBINA
Lazarte, A.I.; Schiliuk, N. y Guala, M.V. 371

SISTEMAS DE GESTIÓN DE LA CALIDAD EN LA GERENCIA APOYO CIENTÍFICO TÉCNICO
Martinez, N.; Carrasco, M. y Chávez, J. 397

INFLUENCIA DE LA DOSIS Y TASA DE DOSIS DE RADIACIÓN BETA Y GAMMA EN EL PROCESO DE OPACIDAD DEL CRISTALINO “IN VITRO”
Michelin, S.; Rossini, A. y Dubner, D. 413

INDICADORES DE LA RESPUESTA INFLAMATORIA EN SÍNDROME CUTÁNEO RADIOINDUCIDO (SCR) POR PRÁCTICAS DE RADIOLOGÍA INTERVENCIONISTA
Molinari, A.; Portas, M.; Rossini, A.; Michelin, S. y Dubner, D. 423

DESEMPEÑO DEL SISTEMA DE DETECCIÓN DE ^{235}U Y ^{241}Am EN PULMÓN DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR
Pedemonti, E.; Villella, A.; Puerta, N.; Gossio, S. y Rojo, A.M. 437

ESTRATEGIA PARA LA ELABORACIÓN DE NORMAS REGULATORIAS EN ARGENTINA
Piumetti, E.H. 453

AVANCES EN LA DOSIMETRÍA INTERNA DE NUEVOS RADIOFÁRMACOS MARCADOS CON ^{177}Lu DE PRODUCCIÓN LOCAL PARA LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DE LOS PACIENTES EN MEDICINA NUCLEAR
Puerta Yepes, N.; Rojo, A.M. y Gossio, S. 457

CONSTRUCCIÓN DE UNA CURVA DE CALIBRACIÓN COMÚN PARA LA TÉCNICA DE CONDENSACIÓN PREMATURA DE CROMOSOMAS QUÍMICAMENTE INDUCIDA (PCC-r) EN EL MARCO DE LA RED LATINOAMERICANA DE DOSIMETRÍA BIOLÓGICA (LBDNet)
Radl, A.; Romero, I.; Taja, M.R.; Lamadrid, A.I.; González, J.E.; Mandina, T.; García, O.; Seoane, A.; De Luca, J.; Stuck Oliveira, A.M.; Valdivia, P.; Guerrero Carbajal, C.; Arceo Maldonado, C.; Cortina Ramírez, G.E.; Espinoza, M.; Oliveros, N.; Martínez-López, W.; Di Tomaso, M.V. y Di Giorgio, M. 469

EJERCICIO DE INTERCOMPARACIÓN EN DOSIMETRÍA BIOLÓGICA MEDIANTE EL ENSAYO DE ABERRACIONES CROMOSÓMICAS INESTABLES (ACI) CON CRITERIO TRIAGE: METODOLOGÍAS DE RECUENTO, TIEMPO DE ANÁLISIS Y CATEGORIZACIÓN DE VÍCTIMAS
Radl, A.; Sapienza, C.; Taja, M.R.; Deminge, M.; Fernández Rearte, J. y Di Giorgio, M. 473

CONTROLES DE INSPECCIONES EN LAS INSTALACIONES DEL CCN
Rentería, E.; Núñez, P.; Saavedra, A.; Segato, A. y Fruttero, N. 489

RESULTADOS DEL DÉCIMO EJERCICIO DE INTERCOMPARACIÓN DE SERVICIOS DE DOSIMETRÍA PERSONAL REALIZADO EN LA REPÚBLICA ARGENTINA EN EL AÑO 2013 Y 2014
Reyes, M.A.; Ferrufino, G.A.; Discacciatti, A.P. y López, F.O. 509

GEOGRAPHIC INFORMATION SYSTEM (GIS) APPLIED TO NUCLEAR ACCIDENT RESPONSE
Rodriguez, M.; Sadañiowski, I. and Baldomir, S. 519

INTERCOMPARACIÓN ARGENTINA DE DOSIMETRÍA INTERNA 2014: CÁLCULO DE DOSIS
Rojo, A.M.; Puerta, N.; Gossio, S. y Gómez Parada, I. 527

INTERCOMPARACIÓN ARGENTINA DE DOSIMETRÍA INTERNA 2014: MEDICIÓN DIRECTA DE ACTIVIDAD EN TIROIDES
Rojo, A.M.; Puerta, N.; Gossio, S. y Gómez Parada, I. 543

2nd LATIN AMERICAN INTERCOMPARISON ON INTERNAL DOSE ASSESSMENT
Rojo, A.; Puerta, N.; Gossio, S.; Gómez Parada, I.; Cruz Suarez, R.; López, E.; Medina, C.; Lastra Boylan, J.; Pinheiro Ramos, M.; Mora Ramírez, E.; Alves dos Reis, A.; Yánez, H.; Rubio, J.; Vironneau Janicek, L.; Somarriba Vanegas, F.; Puerta Ortiz, J.; Salas Ramírez, M.; López Bejerano, G.; da Silva, T.; Miri Oliveira, C.; Terán, M.; Alfaro, M.; Garcia, T.; Angeles, A.; Duré Romero, E. and Farias de Lima, F. 559

LICENSING OF MOCK-UP LAB AT PILCANIYEU TECHNOLOGICAL CENTRE
Saavedra, A.; Pardo, L. and Menossi, S. 565

EMERGENCY PREPAREDNESS AND RESPONSE SYSTEM FOR NUCLEAR ACCIDENTS IN ARGENTINA
Sadañiowski, I.; Rodríguez, M. and Hernández, D. 573

MONITOREO DE ÁREA EN INSTALACIONES DEL CICLO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR
Segato, A.; Núñez, M.P. y Rentería, E. 577

APLICACIÓN DE LOS RESULTADOS OBTENIDOS EN EJERCICIOS DE INTERCOMPARACIONES AL PROGRAMA DE ASEGURAMIENTO DE LA CALIDAD EN LA DETERMINACIÓN DE TRITIO EN AGUA
Segovia, V.; Diodati, J. y Temprano, D. 581

CÁLCULO DEL ÁNGULO CRÍTICO (DOSIS MÁXIMA) EN CONSTRUCCIONES DE ALTURA EN SECTORES ADYACENTES A LOS EQUIPOS DE RADIOTERAPIA
Soppe, E.; Discacciatti, A. y Gossio, S. 593

ESTUDIO RELID 2014 EN BUENOS AIRES – ARGENTINA
Papp, C.; Romano-Miller, M.; Descalzo, A.; Michelin, S.; Molinari, A.; Rossini, A.; Plotkin, C.; Bodino, G.; Esperanza, G.; Di Giorgio, M. y Touzet, R. 597

OVERVIEW ON MEDICAL ISOTOPE PRODUCTION IN ARGENTINA
Quintana, E. 613

ASSESSMENT OF THE RADIOLOGICAL IMPACT IN ARGENTINA OF THE NUCLEAR TESTS AFTER DECADES
Quintana, E. 617

CAPACIDAD DE RESPUESTA EN ACCIDENTES DEL LABORATORIO DE DOSIMETRÍA INTERNA DE LA ARN: CASO FUKUSHIMA-DAIICHI
Villella, A.; Puerta, N.; Gossio, S.; Rojo, A. y Di Giorgio, M. 621

LICENCIAMIENTO Y CONTROL DE INSTALACIONES PET EN ARGENTINA
Rivero, S.; Defilipi, L.; Almiron, A. y Chiliutti, C. 631

REPORTE DE RESULTADOS INTERCOMPARACIÓN REGIONAL DE DOSIMETRÍA INTERNA – 2013. EVALUACIÓN DE DATOS DE MEDICIÓN PARA EL CÁLCULO DE DOSIS EFECTIVA POR EXPOSICIÓN INTERNA
Rojo, A.M.; Puerta, N.; Gossio, S. y Gómez Parada, I. 641

REPORTE DE RESULTADOS INTERCOMPARACIÓN REGIONAL DE DOSIMETRÍA INTERNA – 2014. EVALUACIÓN DE DATOS DE MEDICIÓN PARA EL CÁLCULO DE DOSIS EFECTIVA POR EXPOSICIÓN INTERNA
Rojo, A.M.; Puerta, N.; Gossio, S. y Gómez Parada, I. 697

REPORTE DE RESULTADOS INTERCOMPARACIÓN REGIONAL DE DOSIMETRÍA INTERNA – 2014. MEDICIÓN DE ACTIVIDAD EN TIROIDES
Rojo, A.M.; Puerta, N.; Gossio, S. y Gómez Parada, I. 733

ANÁLISIS DE LAS PUBLICACIONES DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR PARA EL PERÍODO 2000-2014
Wallingre, G.V.; Carregado, M.A. y Barone, M.L. 759

PARTE II
Resúmenes de publicaciones en revistas

THE COMBINED USE OF SCREENING AND QUANTUM DEFECT PARAMETERS IN THE STUDY OF IONIZED ATOMS
Aguiar, J.C. and Di Rocco, H.O. 785

ELECTRON MOMENTUM DENSITY AND COMPTON PROFILE BY A SEMI-EMPIRICAL APPROACH
Aguiar, J.C.; Mitnik, D. and Di Rocco, H.O. 786

RESOLUCIÓN NUMÉRICA DE UN MODELO FÍSICO QUE EVALÚA LA VARIACIÓN TEMPORAL DE LA CONCENTRACIÓN DE RADIONUCLEIDOS VERTIDOS EN UN RÍO
López, F.O. 787

TRAP PARAMETERS OF DOSIMETRIC GLOW PEAKS OF THE CAF_2: TM COMPOUNDS (TLD-300)
Molina, P.; Ortega, F.; Marcazzó, J.; Santiago, M.; Spano, F. and Caselli, E. 788

LISTADO DE AUTORES 789

PARTE I

Publicaciones y trabajos presentados en Congresos y/o Seminarios

Concentración de actividad alfa y beta en aguas potables: determinación y resultados

Acosta, S.; Equillor, E. y Muñoz, J.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 de abril de 2015

CONCENTRACIÓN DE ACTIVIDAD ALFA Y BETA EN AGUAS POTABLES: DETERMINACIÓN Y RESULTADOS

Acosta, S.[1]; Equillor, E. y Muñoz, J.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

La determinación de la concentración de radionucleidos en muestras de agua potable es un proceso laborioso, que insume reactivos y un importante tiempo de procesamiento, debido a las características propias de las técnicas radioquímicas involucradas y a que los niveles de los radionucleidos presentes en esta matriz son muy bajos. Por ello, en aquellos casos en los que se deba evaluar un número importante de muestras, es necesario contar con técnicas de medición apropiadas para llevar a cabo un "screening", es decir, determinaciones estimativas de niveles relativos de radiactividad, donde la radiactividad total presente se determina en forma de radiación alfa y beta, sin tener en cuenta la identidad particular de los radionucleidos presentes en la muestra. Los resultados obtenidos son comparados con los valores de referencia propuestos por la Organización Mundial de la Salud (OMS), superados los cuales, se recurre a técnicas de medición específicas para cada radionucleido.

En este trabajo se presenta el procedimiento aplicado para la determinación de la concentración de la actividad de emisores alfa-beta en muestras de agua potable y los resultados obtenidos en el marco del Plan de Monitoreo Ambiental de la Autoridad Regulatoria Nuclear de los últimos 6 años.

1. INTRODUCCIÓN

En los últimos 10 años, la determinación de actividad alfa y beta ha ido adquiriendo cada vez mayor relevancia en el marco del Plan de Monitoreo Radiológico Ambiental de la Autoridad Regulatoria Nuclear.

Teniendo en cuenta que la determinación de la concentración de radionucleidos específicos en muestras de agua potable es un proceso laborioso, que insume reactivos y un importante tiempo de procesamiento, y que los niveles de los radionucleidos presentes en esta matriz son muy bajos, es necesario contar con técnicas de medición apropiadas para llevar a cabo un "screening", es decir, determinaciones estimativas de niveles relativos de radiactividad, donde la radiactividad total presente se determina en forma de radiación alfa y beta, sin tener en cuenta la identidad particular de los radionucleidos presentes en la muestra.

Dicha determinación permite obtener información del contenido radiológico de la muestra de manera simple, pudiéndose procesar y medir una importante cantidad de muestras en forma simultanea. Dicho procedimiento es equivalente a lo que se conoce también como "gross alpha" y "gross beta".

En este trabajo se presenta el método de análisis y los resultados obtenidos en muestras de aguas potables, en 4 áreas bajo control radiológico de la ARN, a lo largo de 6 años.

[1] sacosta@arn.gob.ar

También se describe el esquema de trabajo que se practica con cada una de las muestras de agua potable, teniendo en cuenta si los valores de actividad alfa y beta superan o no los límites fijados por la Organización Mundial de la Salud (OMS).

1.1 Características de la determinación de la actividad alfa y beta

Estos procedimientos son convenientes como un recurso simple de selección preliminar para determinar si un análisis específico de la muestra es necesario. Ellos también pueden ser usados para reconocer cambios de las características radiológicas de la fuente de agua potable así como para identificar tendencias espaciales y/o temporales en el contenido de radionucleidos en el agua potable.

Cabe aclarar que radionucleidos gaseosos o volátiles, como tritio, yodo o radón no serán detectados por éste medio. Además, los resultados de actividad alfa y beta, no producen una información certera acerca de aquellos radionucleídos cuyas energías difieran significativamente de la energía de los estándares de calibración. Sin embargo, permite descartar la presencia relevante de emisores alfa o beta, cuando estas mediciones no superan un nivel determinado. Esto permite entre otras cosas obtener resultados en menor tiempo y una reducción significativa en los costos para llevar a cabo las determinaciones.

1.2 Recomendaciones de la Organización Mundial de la Salud

El objetivo del documento de la OMS, “Guidelines for Drinking-water Quality” [1], es proporcionar criterios para evaluar la seguridad del agua potable en lo concerniente a su contenido en radionucleidos y suministrar directrices para reducir los riesgos para la salud tomando medidas para disminuir la concentración de radionucleidos, y por lo tanto la dosis de radiación, en situaciones donde esto es considerado necesario.

En la segunda edición de las “Guidelines”, el IDC (“Individual Dose Criterion”) de 0,1 mSv/año se consideraba valores de referencia para aguas potables, para la actividad alfa y la actividad beta (“gross alpha” y “gross beta”), de 0,1 Bq/l y 1 Bq/l, respectivamente. Posteriormente la experiencia indicó que, en la práctica, el valor de dosis de 0,1 mSv anual por lo general no sería excedido si la actividad alfa fuera igual o menor a 0,5 Bq/l. Por esta razón, en la tercera edición de las guidelines, se adoptaron los niveles de 0,5 Bq/l para la actividad alfa y 1 Bq/l para la actividad beta.

Las muestras que superen estos niveles deben ser sometidas a análisis específicos para determinar la concentración en actividad de cada radionucleído, y así determinar la dosis de radiación.

Por otra parte la medición beta incluye la contribución del K-40, un emisor beta que se encuentra naturalmente en una proporción fija en relación al potasio estable. El potasio es un elemento esencial para la vida y es absorbido principalmente con el alimento ingerido. Si el nivel de 1 Bq/l para la actividad beta es excedido, la contribución de K-40 debería ser restada a la actividad beta, después de una determinación separada de potasio total. La actividad específica del K-40 es 27,9 Bq/g en relación al potasio estable, que es el factor que debería ser usado para calcular la actividad beta debido al K-40.

La OMS recomienda el siguiente esquema de trabajo para el análisis de las muestras de aguas de consumo (ver figura 1).

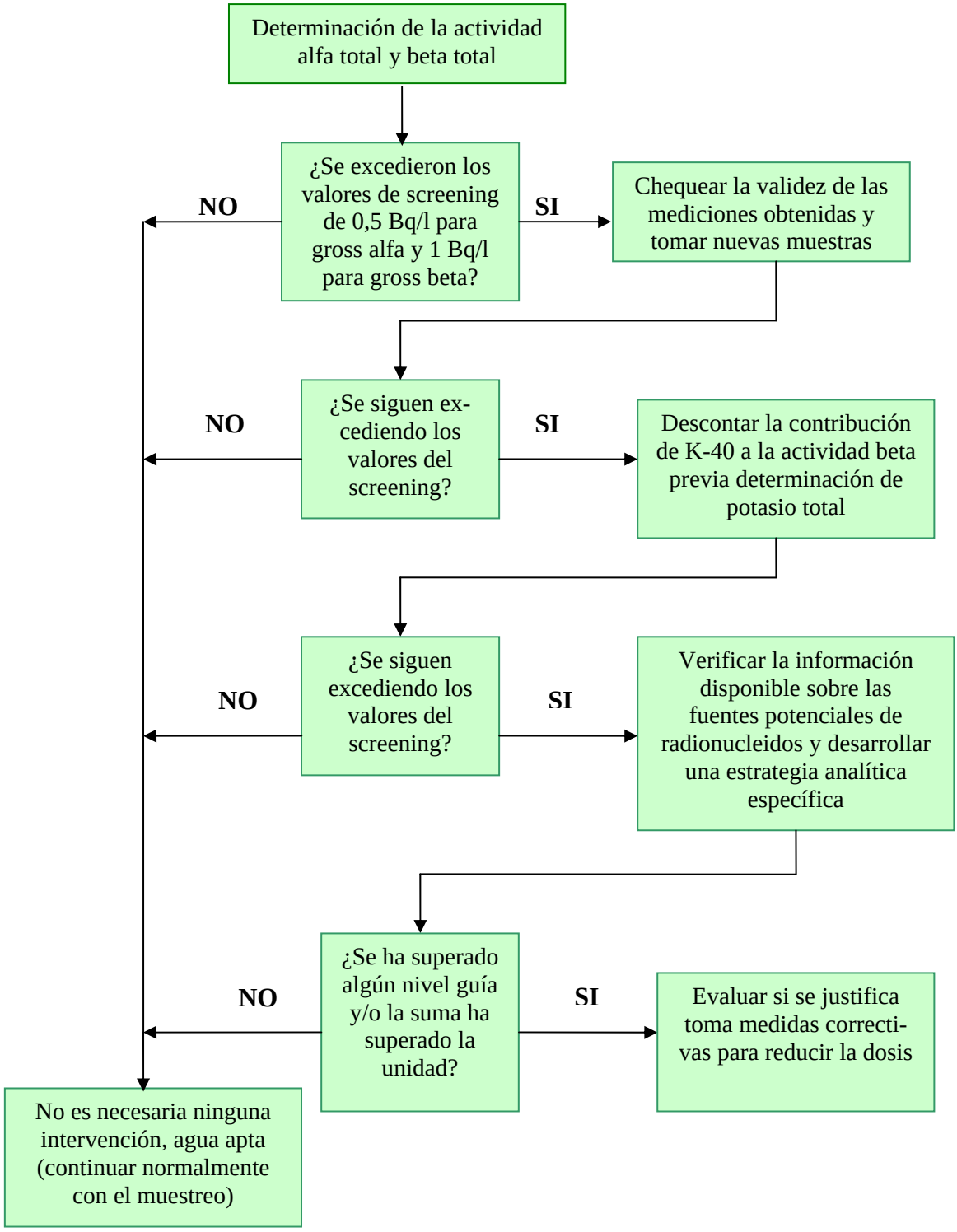


Figura 1

1.3 Estrategia para evaluar las aguas de consumo, en la ARN

De acuerdo con el Plan de Monitoreo Radiológico Ambiental de la ARN, las muestras de agua potable son derivadas a los siguientes laboratorios: alfa/beta, tritio, uranio, y espectrometría gamma. La determinación de tritio se realiza teniendo en cuenta que la determinación alfa/beta no incluye a este radionucleido. Además, son de interés de la ARN las determinaciones de ura-

nio y emisores gamma. Siguiendo las recomendaciones de la OMS, la ARN realiza los siguientes determinaciones sobre las muestras de agua potable (ver figura 2).

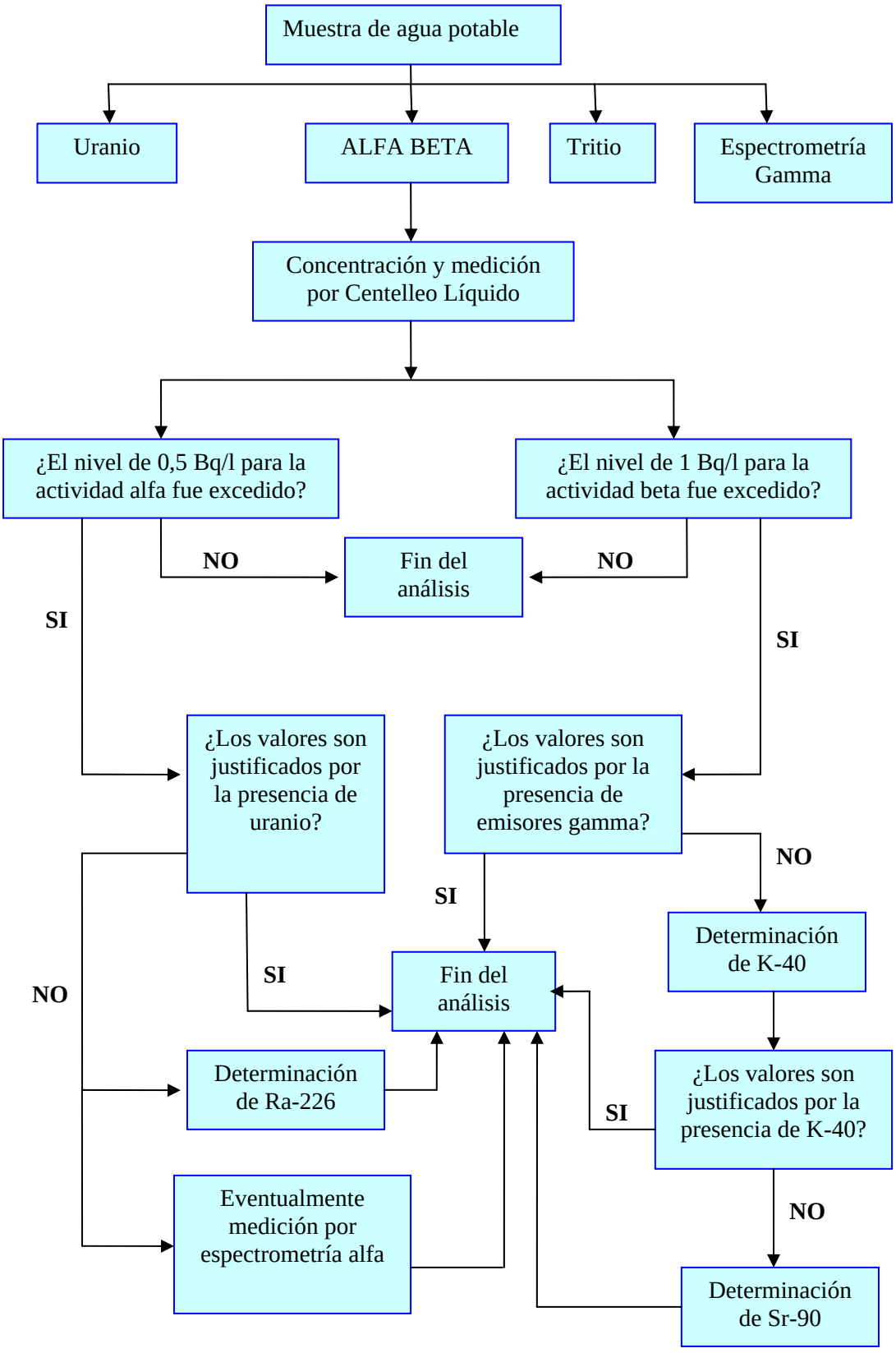


Figura 2

2. MÉTODO

2.1 Método para la determinación de actividad alfa y beta en aguas de control ambiental

El procedimiento empleado en los laboratorios de la ARN [2] es aplicable a muestras de aguas derivadas del control ambiental. El método no incluye la determinación de la concentración de tritio, ni aniones volátiles en medio ácido, como por ejemplo carbonatos. Tampoco son detectados radionucleidos emisores beta de muy baja energía, debido a que la ventana de medición se ha prefijado a partir de los 5 keV.

Los resultados son caracterizados como Am-241 equivalente para la actividad alfa, y Sr-90/Y-90 equivalente para la actividad beta.

Los informes emitidos por la ARN contienen todas estas aclaraciones, delimitando así el alcance de este procedimiento.

El procedimiento se basa en la medición por Centelleo Líquido, previo proceso de concentración, lo que permite disminuir la Mínima Concentración Detectable [2], y cumplir con los valores de referencia para aguas potables. Se toma una alícuota de la muestra de 250 ml y se concentra hasta un pequeño volumen sobre plancha calefactora. Con cada grupo de muestras, se prepara un blanco con 250 ml de agua destilada, y un rendimiento de 250 ml de agua destilada y una cantidad conocida de patrón alfa (Am-241) y patrón beta (Sr-90/Y-90), las que se medirán en las mismas condiciones que las muestras.

Una vez concentrada la muestra sobre una plancha calefactora, se procede a trasvasar el líquido concentrado a un vial plástico con la adición de HCl 0,2 M y completando el peso a aproximadamente 3 gramos, luego se agregan 17 ml de centellador Ultima Gold AB.

Se miden las muestras en un contador de Centelleo Líquido de bajo fondo, con discriminación por forma de pulso, calibrado, con corrección por luminiscencia, y standard externo, durante 200 minutos cada una. Las ventanas de medición son: para alfa 80-400 keV y para beta 5-2000 keV.

El procedimiento permite obtener una Mínima Concentración Detectable de 0,06 Bq/l para emisores Beta y 0,02 Bq/l para emisores alfa.

3. RESULTADOS

Durante los años 2009 a 2014 el laboratorio ambiental de actividad alfa y beta ha realizado 431 determinaciones de la matriz agua potable, cumpliendo así con el Plan de Monitoreo Radiológico Ambiental delineado por la Autoridad Regulatoria Nuclear para ser aplicados en las Centrales Nucleares Embalse y Juan Domingo Perón (Atucha I), las instalaciones del Centro Atómico Ezeiza, y para el Reactor RA-6 del Centro Atómico Bariloche. Las mediciones de las concentraciones de actividad alfa y beta realizadas se muestran en las siguientes tablas:

Tabla 1. Resultados del Centro Atómico Ezeiza

			PROMEDIO	
AÑO	**INSTALACIÓN**	**MUESTRAS ANALIZADAS**	**ALFA (Bq/l)**	**BETA (Bq/l)**
2009	Centro Atómico Ezeiza	47	0,32	0,67
2010		45	0,41	0,59
2011		51	0,37	0,52
2012		48	0,38	0,50
2013		81	0,26	0,45
2014		82	0,29	0,53

Tabla 2. Resultados de la Central Nuclear Embalse

AÑO	INSTALACIÓN	MUESTRAS ANALIZADAS	PROMEDIO	
			ALFA (Bq/l)	BETA (Bq/l)
2011	Central Nuclear Embalse	4	0,06	0,16
2012		5	0,05	0,12
2013		6	0,05	0,13
2014		5	0,06	0,13

Tabla 3. Resultados de la Central Juan Domingo Perón (Atucha I)

AÑO	INSTALACIÓN	MUESTRAS ANALIZADAS	PROMEDIO	
			ALFA (Bq/l)	BETA (Bq/l)
2011	Central Nuclear Juan Domingo Perón (Atucha I)	9	0,16	0,44
2012		12	0,19	0,46
2013		12	0,15	0,43
2014		9	0,14	0,48

Tabla 4. Resultados del Reactor RA-6, Centro Atómico Bariloche

AÑO	INSTALACIÓN	MUESTRAS ANALIZADAS	PROMEDIO	
			ALFA (Bq/l)	BETA (Bq/l)
2011	Reactor RA-6, Centro Atómico Bariloche	3	0,05	0,08
2012		4	0,05	0,09
2013		4	0,02	0,06
2014		4	0,03	0,07

4. CONCLUSIONES

Durante los últimos 6 años el laboratorio ambiental de actividad alfa y beta ha llevado a cabo más de 400 determinaciones de la matriz agua potable en las distintas instalaciones, observándose que los promedios de las concentraciones de actividades alfa y beta para las muestras analizadas no superan los estándares internacionales recomendados por la OMS de 0,5 Bq/l y 1 Bq/l respectivamente.

5. REFERENCIAS

1. WHO Guidelines for drinking water quality. 4Th edition. WHO Press 2011.

2. P-ALFA-51 Procedimiento de la ARN: “Medición de actividad alfa/beta en aguas de control ambiental”.

Sabrina Acosta
E-mail: sacosta@arn.gob.ar

Concentración de actividad alfa beta en aguas potables: determinación y resultados

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – ARGENTINA

INTRODUCCIÓN

En los últimos 10 años, la determinación de actividad alfa y beta ha ido adquiriendo cada vez mayor relevancia en el marco del Plan de Monitoreo Radiológico Ambiental de la Autoridad Regulatoria Nuclear.
La determinación de la concentración de radionucleidos en muestras de agua potable es un proceso laborioso, que insume reactivos y un importante tiempo de procesamiento para aquellos casos en los que se deba evaluar un número importante de muestras, con lo cual es necesario contar con técnicas de medición apropiadas para llevar a cabo un "screening", es decir, determinaciones estimativas de niveles relativos de radiactividad, donde la radiactividad total presente se determina en forma de radiación alfa y beta, sin tener en cuenta la identidad particular de los radionucleidos presentes en la muestra. Esto permite entre otras cosas obtener resultados en menor tiempo y una reducción significativa en los costos para llevar a cabo las determinaciones. Dicho procedimiento es equivalente a lo que se conoce también como "gross alpha" y "gross beta".
Cabe aclarar que radionucleidos gaseosos o volátiles, como tritio, yodo o radón no serán detectados por éste medio.

MÉTODO

El procedimiento empleado en los laboratorios de la ARN es aplicable a muestras de aguas derivadas del control ambiental. Los resultados son caracterizados como Am-241 equivalente para alfa, y Sr-90/Y-90 equivalente para beta.

El procedimiento se basa en la medición por Centelleo Líquido que cuenta con un sistema de discriminación por forma de pulso para medir en simultáneo, y en forma separada, los eventos alfa y beta, Se toma una alícuota de la muestra de 250 ml y se concentra hasta un pequeño volumen sobre plancha calefactora. Con cada grupo de muestras, se prepara un blanco con 250 ml de agua destilada, y un rendimiento de 250 ml de agua destilada y una cantidad conocida de patrón alfa (Am-241) y patrón beta (Sr-90/Y-90), las que se medirán en las mismas condiciones que las muestras.

Una vez concentrada la muestra sobre una plancha calefactora, se procede a trasvasar el líquido concentrado a un vial plástico con la adición de HCl 0,2 M y completando el peso a aproximadamente 3 gramos, luego se agregan 17 ml de centellador Ultima Gold AB.

Se miden las muestras en un contador de Centelleo Líquido de bajo fondo, con discriminación por forma de pulso, calibrado, con corrección por luminiscencia, y standard externo, durante 200 minutos cada una. Las ventanas de medición son: para alfa 80-400 keV y para beta 5-2000 keV.

RESULTADOS

Durante los años 2009 a 2014 el laboratorio ambiental de alfa beta ha realizado más de 400 determinaciones de la matriz agua potable, cumpliendo así con el Plan de Monitoreo Radiológico Ambiental delineado por la Autoridad Regulatoria Nuclear para ser aplicados en las Centrales Nucleares Embalse y Juan Domingo Perón (Atucha I), las instalaciones del Centro Atómico Ezeiza, y para el Reactor RA-6 del Centro Atómico Bariloche. Las mediciones de las concentraciones de actividad Alfa y Beta realizadas se muestran en las siguientes tablas:

Tabla 1. Resultados del Centro Atómico Ezeiza

			PROMEDIO	
AÑO	INSTALACION	MUESTRAS ANALIZADAS	ALFA (Bq/l)	BETA (Bq/l)
2009	Centro Atómico Ezeiza	47	0,32	0,67
2010		45	0,41	0,59
2011		51	0,37	0,52
2012		48	0,38	0,50
2013		81	0,26	0,45
2014		82	0,29	0,53

Tabla 2. Resultados de la Central Nuclear Embalse

			PROMEDIO	
AÑO	INSTALACION	MUESTRAS ANALIZADAS	ALFA (Bq/l)	BETA (Bq/l)
2011	Central Nuclear Embalse	4	0,06	0,16
2012		5	0,05	0,12
2013		6	0,05	0,13
2014		5	0,06	0,13

Tabla 3. Resultados de la central Nuclear Atucha I

			PROMEDIO	
AÑO	INSTALACION	MUESTRAS ANALIZADAS	ALFA (Bq/l)	BETA (Bq/l)
2011	Central Nuclear Juan Domingo Perón (Atucha I)	9	0,16	0,44
2012		12	0,19	0,46
2013		12	0,15	0,43
2014		9	0,14	0,48

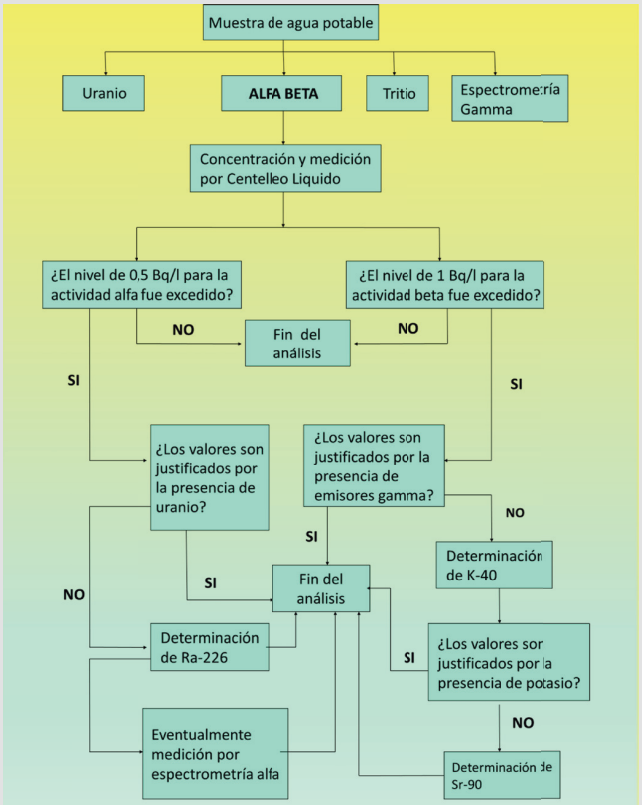
Tabla 4. Resultados del Centro Atómico Bariloche

			PROMEDIO	
AÑO	INSTALACION	MUESTRAS ANALIZADAS	ALFA (Bq/l)	BETA (Bq/l)
2011	Reactor RA-6, Centro Atómico Bariloche	3	0,05	0,08
2012		4	0,05	0,09
2013		4	0,02	0,06
2014		4	0,03	0,07

ESTRATEGIA PARA EVALUAR LAS AGUAS DE CONSUMO DE LA ARN

De acuerdo con el Plan de Monitoreo Radiclógico Ambiental de la ARN, las muestras de agua potable son derivadas a los siguientes laboratorios: alfa/beta, tritio, uranio, y espectrometría gamma. La determinación de tritio se realiza teniendo en cuenta que la determinación alfa/beta no incluye a este radionucleido. Además, son de interés de la ARN las determinaciones de uranio y emisores gamma.

Siguiendo las recomendaciones de la Organización Mundial de la Salud, la ARN realiza los siguientes determinaciones sobre las muestras de agua potable



CONCLUSIONES

Durante los últimos 6 años el laboratorio ambiental de actividad alfa y beta ha llevado a cabo más de 400 determinaciones de la matriz agua potable en las distintas instalaciones, observándose que los promedios de las concentraciones de actividades alfa y beta para las muestras analizadas no superan los estándares internacionales recomendados por la OMS 0,5 Bq/l y 1 Bq/l respectivamente.

Incidentes en gammagrafía industrial en Argentina, recopilación de eventos

Alonso, M.T., Pagni, I. y Ameal, E.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 abril de 2015

INCIDENTES EN GAMMAGRAFÍA INDUSTRIAL EN ARGENTINA, RECOPILACIÓN DE EVENTOS

Alonso, M.T.[1], Pagni, I. y Ameal, E.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

La gammagrafía industrial es un ensayo no destructivo de materiales que se realiza con fuentes radiactivas de alta actividad. La pérdida de control de este tipo de fuentes puede causar daños a la salud de las personas ocupacionalmente expuestas y/o a miembros del público que pueden accidentalmente tomar contacto con las mismas. La gammagrafía industrial es la práctica con más reportes de accidentes en el mundo, lo que representa una preocupación a escala global.

En este trabajo se presenta una recopilación de los eventos, incidentes y desvíos operativos ocurridos en Argentina, en un período de aproximadamente diez años, relacionados a la operación de equipos de gammagrafía industrial. La causa de estos eventos es la pérdida de control, de los equipos proyectores y/o fuentes por parte de la persona responsable del uso de los mismos. Se realiza un análisis de los eventos iniciantes, eventos que pueden estar relacionados con el transporte o con la operación, de los equipos proyectores y las fuentes alojadas en los mismos, así como el accionar regulatorio en cada uno de los casos. En Argentina, con excepción de un caso, los equipos y/o fuentes fueron recuperados sin causar daños significativos a miembros del público.

1. INTRODUCCIÓN

La práctica de gammagrafía lleva involucrado el transporte y la operación de equipos proyectores y sus fuentes radiactivas, en general a lugares alejados del lugar de guarda de los mismos. En Argentina, las distancias a recorrer son muy extensas y los lugares de operación en general, alejados de las zonas urbanas. Las prácticas de gammagrafía suelen ser largas jornadas de trabajo con largos tiempos de vigilia en algunos casos y condiciones climáticas agresivas, por el viento, las elevadas o muy bajas temperaturas, el polvo, etc. A veces, debido a las condiciones contractuales, la preparación de la operación de gammagrafía suele organizarse, sin tener el operador o personal auxiliar de la empresa tiempo suficiente para el chequeo de todos los elementos auxiliares necesarios, que deben llevar a la zona de trabajo, por ejemplo, el instrumental de radioprotección, colimadores y elementos para hacer frente a situaciones de emergencia. Todos estos factores pueden dar lugar a situaciones incidentales que podrían devenir en un accidente.

En este trabajo se presenta una recopilación de los incidentes de gammagrafía que han ocurrido en la última década, organizados según los eventos iniciantes que han dado lugar a los mismos: no cumplimiento de la norma de aplicación [1], en cuanto al transporte, seguridad física, violación de procedimientos de operación, fallas de equipos. Luego se realiza un análisis de las lecciones que deben ser aprendidas, de estos eventos, por parte de los involucrados en la práctica.

[1] E-mail del Autor. malonso@arn.gob.ar, ipagni@arn.gob.ar, eameal@arn.gob.ar

2. INCIDENTES Y DESVIOS OPERATIVOS DE ACUERDO A SUS EVENTOS INICIANTES

2.1. Eventos relacionados con la seguridad física en el transporte

2.1.1. Ushuaia, Tierra del Fuego, 2014

Equipo proyector de gammagrafia Tech Ops 660 con fuente de Ir-192 de actividad 370 GBq (10 Ci), estaba siendo transportado suelto, sin anclaje ni sobreenvase, en la caja abierta de una camioneta. En una parada, que hacen el operador y el ayudante (9:30 am), en la ciudad, la camioneta queda sin vigilancia y al detectar la ausencia de equipo y fuente, el mismo se presume robado. La empresa de ensayos da aviso al sistema de emergencias de la ARN a las 14:30 después de buscar el equipo. Ocho horas más tarde la policía encuentra el equipo, cerrado, al costado de la ruta.

2.1.2. Río Grande, Tierra del Fuego, 2003

Equipo de gammagrafía Sentinel 660 B con fuente de Ir-192 de actividad 224 GBq (6 Ci), atado a un carrito metálico con ruedas, se carga en la caja de una camioneta. Se traslada el conductor en el vehículo a una estación de servicio, luego a una vivienda particular y finalmente cuando llega al lugar de trabajo (Gasoducto a 15 km), constata que no se encontraba el carrito, ni el equipo. A los tres días, producto de la intensa difusión de alertas a la población, la Policía recibe un llamado telefónico, denunciando el lugar en el que se encontraba el equipo. Concurre la Policía con personal de ARN y se verifica que el equipo se encontraba intacto, con la fuente correctamente alojada. Se presume robado, pero también puede haberse caído, por haber rodado el carrito.

2.1.3. Villa Ballester, Buenos Aires, 2009

Equipo proyector de gammagrafía, Gammamat TIF con fuente de Ir-192 de actividad 481 GBq (13 Ci), se carga en la camioneta para ir a operar, y es dejado sin vigilancia unos minutos, estando la camioneta en garaje abierto. El equipo fue robado y luego abandonado en un cruce de calles, a pocas cuadras del depósito. Un chofer de remis encuentra el equipo e ignorando su contenido, lo lleva a su domicilio y trata de abrirlo con ayuda de su hijo. Al detectar que es muy difícil, llama al teléfono de la empresa que figura en el sobreenvase del bulto. El equipo es recuperado intacto.

2.2 Eventos relacionados con la seguridad física en la operación

2.2.1. Quilmes, Buenos Aires, 2010

Equipo de gammagrafía dentro de predio industrial, con una fuente de Ir-192 de actividad 843,6 GBq (22,8 Ci), se encontraba no operativo, con telecomando trabado en posición de “stand by”. Un grupo de delincuentes entra al predio y roban el equipo y telecomando; el proyector es roto a mazazos en el patio de una casa en una zona urbanizada aledaña. Al escuchar la llegada de la policía lanzan la fuente que estaba trabada con la cerradura en la cara frontal del equipo, junto al telecomando, a una pileta de tratamiento de efluentes de un frigorífico, que colinda con el patio trasero. La fuente fue rescatada al día siguiente por el grupo de emergencia de la ARN y personal de la empresa de ensayos. Se identifican algunas de las personas que estuvieron cerca de la fuente, una mujer joven con sus dos hijos de cuatro y dos años a los cuales se les extrajo una muestra de sangre para la realización de dosimetría citogenética determinando que en los tres casos la dosis fue cero. No se pudo identificar a las personas que estuvieron involucradas con el robo y la destrucción del equipo.

2.2.3. Comodoro Rivadavia, Chubut, 2010

Según lo declarado por el dueño de la empresa, un equipo proyector con fuente de Ir-192 de actividad de 84,8 GBq (2,29 Ci), fue robado del predio delantero de la empresa que, habiendo terminado una operación, quedó sin custodia. El equipo aparece al día siguiente tirado en una ruta, cerrado y en mal estado, con fuente alojada en su interior. Se gestionan fuente y equipo en el área de gestión de residuos.

2.3. Eventos relacionados con la falla en el procedimiento de operación

2.3.1. Rosario, Santa Fe, 2011

En una planta de etileno, una empresa de gammagrafía estaba realizando una operación con un equipo Sentinel 660B y fuente de Ir-192, de actividad 1258 GBq (34 Ci). Al ser el ruido ambiente muy elevado, el operador y ayudante utilizaban protectores auditivos. Al retraer la fuente, habiendo detectado lecturas bajas en el monitor, situado en la posición de manejo del telecomando, el operador va a cambiar las placas radiográficas de lugar y se acerca a la puntera del tubo guía, no detectando el ruido emitido por la alarma sonora, que indicaba que la fuente

había quedado expuesta. El ayudante detecta que la banderita (lengüeta verde) que señala que la fuente está en posición segura, no se había corrido del rojo (lengüeta roja – posición insegura) al verde, y avisa al operador. Este regresa rápido al proyector y retrae completamente la fuente. Al analizar la causa detectan que al colocar un alargue del tubo guía, no volvió a contar las vueltas del telecomando y la fuente no fue retraída en su totalidad, quedando en la mitad del tubo guía, en posición vertical. La dosis del operador fue de 8,42 mSv, según la lectura del film y 8 mSv según la lectura del dosímetro de lectura directa.

2.3.2. Campana, Buenos Aires, 2011

En una refinería, luego de una exposición de una fuente de Ir-192 con una actividad de 610,5 GBq (16,5 Ci), el operador verifica que la fuente no había reingresado al proyector. Se realiza el rescate satisfactoriamente, comprobando que la fuente estaba desenganchada. De acuerdo a lo declarado por el operador, el enganche de la fuente con el comando, lo había realizado el ayudante, en su presencia. La norma de la ARN [1] permite que un ayudante realice el enganche de la fuente, si el mismo se encuentra en prácticas, no habiendo sido éste el caso. Se realiza rescate de la fuente, siendo las dosis resultantes, por debajo de los límites de dosis.

2.4. Eventos relacionados con la falla de equipos y en el armado de los mismos

De acuerdo a la Resoluciones del Directorio de la ARN N° 252/12 y 487/13 y en concordancia con la Guía de seguridad específica del OIEA N° SSG-11 [2] se dictamina que a partir del 31 de diciembre de 2014 no se pueden operar en el país los equipos proyectores de gammagrafía que no cumplan con la ISO 3999:2004 [3].

Por eso la totalidad de las empresas del país han ido actualizando su inventario de equipos, y los modelos que están operando en estos momentos, son: Sentinel 880 Delta, Exertus DUAL 120, Gammamat Hybrid y Gammamat TSI.

Sin embargo se ha detectado que algunos de estos equipos nuevos, han venido con algunas fallas de origen y se han presentado situaciones donde las fuentes han quedado trabadas y no han podido ser retraídas a su blindaje. Por otro lado han dado situaciones, donde debido al desconocimiento y falta de capacitación en cuanto a la mayor complejidad en el ensamble de

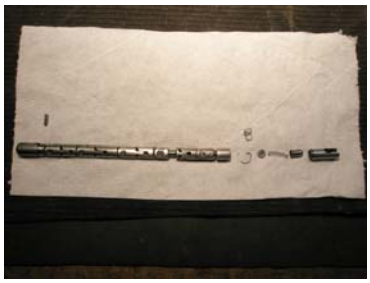
equipo y fuente, se han forzado trabas para tener el proyector operativo, provocando rotura de algunos componentes y generando escenarios de rescate de fuentes.

2.4.1. Equipo proyector Gammamat Hybrid

Varias empresas han manifestado quejas al proveedor y les han devuelto equipos que han venido con fallas de fábrica, por ejemplo falta de fijación de pernos en el buje deslizante del canal interno, falta de terminación en el maquinado de un sector del canal helicoidal de tungsteno y en los eslabones del portafuente, que provocaron que la fuente se trabara y no reingresara al proyector. En otro equipo hubo que cambiar resortes interiores y colocar el pin faltante; se proveyó un portacápsulas nuevo ya que el anterior se trabó en la salida. Estos equipos fueron inmediatamente enviados al proveedor y corregido las fallas encontradas. A la fecha funcionan con normalidad.

2.4.2. Equipo proyector Exertus Dual 120

Algunos de estos equipos han sido devueltos al proveedor producto de roturas, comprobándose posteriormente que se ha debido al desconocimiento en el funcionamiento de los mismos, por tener un armado de tubo guía y telecomando más complejo que los proyectores anteriores. Se han detectado roturas debido al maltrato de los equipos en las obras. Inspectores del órgano regulador se han hecho presentes a la hora de revisar algunos equipos en las instalaciones del proveedor y se han evidenciado golpes y piezas rotas en la salida de la fuente. El proveedor confeccionó y distribuyó entre los usuarios de estos equipos un procedimiento de armado y desarmado para la operación, y un tapón de emergencia por equipo para caso de incidentes, para que la fuente quede dentro de la zona de máximo blindaje en caso de que quede desenganchada.



3. DISCUSIÓN Y ANÁLISIS DE LOS EVENTOS. LECCIONES QUE DEBEN SER APRENDIDAS:

Siendo esta una práctica que involucra un riesgo tan elevado, por la actividad de las fuentes involucradas y el modo de operación de las mismas, se debe profundizar en el estudio de la causalidad de los eventos y en la forma de evitar su ocurrencia, por parte de las partes involucradas, tanto en la regulación de la actividad, como los titulares de las empresas y los responsables por la seguridad radiológica.

A pesar de que los operadores y ayudantes en práctica deben realizar cursos cada tres años, relacionado con todos los aspectos de la seguridad radiológica en la gammagrafía industrial y aprobar los respectivos exámenes para poder renovar el permiso que los habilita para operar, se hace necesario que los titulares de licencias, junto con los responsables por la seguridad radiológica, implementen capacitaciones periódicas, de mayor frecuencia en el año, para entrenar al personal ocupacionalmente expuesto en la operación, el transporte y en las situaciones de emergencia que se puedan presentar. Es necesario que dentro de las empresas,

independientemente de su magnitud, se discutan todos los temas relacionados con la seguridad en la práctica y se pongan en evidencia las condiciones inseguras que se pueden generar en la práctica.

Por otro lado, la cantidad de notificaciones respecto a este tipo de eventos es muy baja. En la mayoría de los casos la notificación al sistema de emergencias, se realiza ante la imposibilidad de encontrar el equipo perdido, por miedo a sanciones por parte del órgano regulador y/o por desconocimiento de la normativa de aplicación. Como se refleja en esta recopilación, la mayoría de estos eventos está relacionada a la pérdida de equipos en el transporte.

Las dosis estimadas del personal afectado en estos incidentes han estado por debajo de los límites de dosis. Y salvo en el caso de Quilmes, donde no se ha podido identificar a las personas que desarmaron el equipo, siendo inciertas las dosis recibidas y los escenarios para evaluar las mismas, no ha habido efectos determinísticos en las personas involucradas.

4. CONCLUSIONES

De los eventos recopilados y analizados se concluye que, la mayoría está relacionada con el no cumplimiento de la normativa en cuanto a la seguridad en el transporte del equipo proyector y en la seguridad física.

Es necesario, ampliar y profundizar los cursos de entrenamiento en el rescate de fuentes y en la resolución de los incidentes creando las condiciones seguras del área de operación, así como en las condiciones en que las fuentes deben ser transportadas.

Se detecta, en algunas de las empresas que han tenido incidentes, la falta de cultura de seguridad por parte de los Titulares de Licencia, Responsables por la seguridad radiológica y Operadores, reflejado en el no cumplimiento de la normativa, la falta de cultura del registro y del reporte de las desviaciones operativas, incidentes y accidentes, al organismo regulador.

5. REFERENCIAS

[1] Norma AR 7.9.1. rev. 3, Operación de equipos de gammagrafía industrial (2010).

[2] Normas de seguridad del OIEA, Guía de seguridad específica SSG-11 Seguridad radiológica en la radiografía industrial, Viena (2013).

[3] IRAM-ISO 3999:2004, Equipos de gammagrafía industrial. Parte 1: Especificaciones de desempeño, diseño y ensayos (2004).

María Teresa Alonso
E-mail: malonso@arn.gob.ar

Irene Raquel Pagni
E-mail: ipagni@arn.gob.ar

INCIDENTES EN GAMMAGRAFÍA INDUSTRIAL EN ARGENTINA, RECOPILACIÓN DE EVENTOS

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – **ARGENTINA**

INTRODUCCIÓN

La gammagrafía industrial es un ensayo no destructivo de materiales que se realiza con fuentes radiactivas de alta actividad. La pérdida de control de este tipo de fuentes puede causar daños a la salud de las personas ocupacionalmente expuestas y/o a miembros del público que pueden accidentalmente tomar contacto con las mismas. La gammagrafía industrial es la práctica con más reportes de accidentes en el mundo, lo que representa una preocupación a escala global.

INCIDENTES Y DESVÍOS OPERATIVOS DE ACUERDO A SUS EVENTOS INICIANTES

Eventos relacionados con la seguridad física en el transporte

Ushuaia, Tierra del Fuego, 2014
Equipo proyector de gammagrafia Tech Ops 660 con fuente de **Ir-192 de actividad 370 GBq (10 Ci)**, estaba siendo transportado suelto, sin anclaje ni sobreenvase, en la caja abierta de una camioneta.

Río Grande, Tierra del Fuego, 2003
Equipo de gammagrafía Sentinel 660 B con fuente de **Ir-192 de actividad 224 GBq (6 Ci**), atado a un carrito metálico con ruedas, se carga en la caja de una camioneta. Se traslada el conductor en el vehículo a una estación de servicio, luego a una vivienda particular y finalmente cuando llega al lugar de trabajo (Gasoducto a 15 km), constata que no se encontraba el carrito, ni el equipo.

Villa Ballester, Buenos Aires, 2009
Equipo proyector de gammagrafía, Gammamat TIF con fuente de **Ir-192 de actividad 481 GBq (13 Ci)**, se carga en la camioneta para ir a operar, y es dejado sin vigilancia unos minutos, estando la camioneta en garaje abierto. El equipo fue robado y luego abandonado en un cruce de calles, a pocas cuadras del depósito.

Eventos relacionados con la seguridad física en la operación

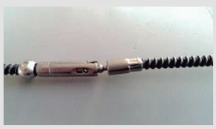
Quilmes, Buenos Aires, 2010
Equipo de gammagrafía dentro de predio industrial, con una fuente de **Ir-192 de actividad 843,6 GBq (22,8 Ci)**, se encontraba no operativo, con telecomando trabado en posición de "stand by". Un grupo de delincuentes entra al predio y roban el equipo y telecomando; el proyector es roto a mazazos en el patio de una casa en una zona urbanizada aledaña.

Comodoro Rivadavia, Chubut, 2010
Según lo declarado por el dueño de la empresa, un equipo proyector con fuente de **Ir-192 de actividad 84,8 GBq (2,29 Ci)**, fue robado del predio delantero de la empresa que, habiendo terminado una operación, quedó sin custodia. El equipo aparece al día siguiente tirado en una ruta, cerrado y en mal estado, con fuente alojada en su interior.

Eventos relacionados con la falla en el procedimiento de operación

Rosario, Santa Fe, 2011
En una planta de etileno, una empresa de gammagrafía estaba realizando una operación con un equipo Sentinel 660B y fuente de **Ir-192, de actividad 1258 GBq (34 Ci)**. Al ser el ruido ambiente muy elevado, el operador y ayudante utilizaban protectores auditivos. Al retraer la fuente, habiendo detectado lecturas bajas en el monitor, situado en la posición de manejo del telecomando, el operador va a cambiar las placas radiográficas de lugar y se acerca a la puntera del tubo guía, no detectando el ruido emitido por la alarma sonora, que indicaba que la fuente había quedado expuesta.

Campana, Buenos Aires, 2011
En una refinería, luego de una exposición de una fuente de **Ir-192 con una actividad de 610,5 GBq (16,5 Ci)**, el operador verifica que la fuente no había reingresado al proyector. Se realiza el rescate satisfactoriamente, comprobando que la fuente estaba desenganchada. De acuerdo a lo declarado por el operador, el enganche de la fuente con el comando, lo había realizado el ayudante, en su presencia.



Eventos relacionados con la falla de equipos y en el armado de los mismos

De acuerdo a las Resoluciones del Directorio de la ARN Nº 252/12 y 487/13 y en concordancia con la Guía de seguridad específica del OIEA Nº SSG-11 [2] se dictamina que a partir del 31 de diciembre de 2014 no se pueden operar en el país los equipos proyectores de gammagrafía que no cumplan con la ISO 3999:2004 [3]. Por eso, la totalidad de las empresas del país han ido actualizando su inventario de equipos, y los modelos que están operando en estos momentos son: Sentinel 880 Delta, Exertus DUAL 120, Gammamat Hybrid y Gammamat TSI. Sin embargo, se ha detectado que algunos de estos equipos nuevos han venido con algunas fallas de origen y se han presentado situaciones donde las fuentes han quedado trabadas y no han podido ser retraídas a su blindaje.
Equipo proyector Gammamat Hybrid: Varias empresas han manifestado quejas al proveedor y les han devuelto equipos que han venido con fallas de fábrica.
Equipo proyector Exertus Dual 120: Algunos de estos equipos han sido devueltos al proveedor producto de roturas, comprobándose posteriormente que se ha debido al desconocimiento en el funcionamiento de los mismos, por tener un armado de tubo guía y telecomando más complejo que los proyectores anteriores.

Las dosis estimadas del personal afectado en los incidentes han estado por debajo de los límites de dosis. Y salvo en el caso de Quilmes, donde no se ha podido identificar a las personas que desarmaron el equipo, siendo inciertas las dosis recibidas y los escenarios para evaluar las mismas, no ha habido efectos determinísticos en las personas involucradas.

CONCLUSIONES

De los eventos recopilados y analizados se concluye que, la mayoría está relacionada con el no cumplimiento de la normativa en cuanto a la seguridad en el transporte del equipo proyector y en la seguridad física.
Es necesario, **ampliar y profundizar los cursos de entrenamiento en el rescate de fuentes y en la resolución de los incidentes creando las condiciones seguras del área de operación, así como en las condiciones en que las fuentes deben ser transportadas.**
Se detecta, en algunas de las empresas que han tenido incidentes, la **falta de cultura de seguridad** por parte de los Titulares de Licencia, Responsables por la seguridad radiológica y Operadores, reflejado en el no cumplimiento de la normativa, la falta de cultura del registro y del reporte de las desviaciones operativas, incidentes y accidentes, al organismo regulador.

Evaluación de las consecuencias de la dispersión de radionucleidos asociada al atascamiento de fuentes utilizadas en perfilaje de pozos petroleros

Amado, V.A., Alvarez, D.E. y Lee Gonzáles, H.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 abril de 2015

EVALUACIÓN DE LAS CONSECUENCIAS DE LA DISPERSIÓN DE RADIONUCLEIDOS ASOCIADA AL ATASCAMIENTO DE FUENTES UTILIZADAS EN PERFILAJE DE POZOS PETROLEROS

Amado, V.A., Alvarez, D.E. y Lee Gonzáles, H.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

El perfilaje de pozos permite caracterizar y pronosticar el potencial de hidrocarburos de una zona. Para esto se utilizan herramientas que pueden contener una o más fuentes radiactivas. Eventualmente, estas pueden quedar atascadas a cierta profundidad, sin alternativas técnicas viables para su recuperación.

Una vez producido el atascamiento sin posibilidades de recuperación de la fuente es necesario implementar acciones que minimicen el riesgo de liberación de material radiactivo a la napa subterránea, a causa de la degradación natural del blindaje o a su destrucción accidental por la colisión imprevista con una herramienta, en una eventual futura perforación.

En este trabajo se presenta una evaluación simplificada de las dosis asociadas a la degradación natural y a la ruptura del blindaje de fuentes radiactivas, atascadas durante el perfilaje de pozos. Para ello se consideran dos vías de exposición; una de incorporación por ingestión de agua contaminada de la napa subterránea y la otra, debido a la irradiación externa a causa del lodo del pozo al ascender a la superficie y distribuirse sobre ella. Cada una de estas vías corresponde a un escenario distinto.

En el primer escenario, mediante el Modelo de Dispersión de Radionucleidos en Acuíferos Freáticos (DRAF) se considera la dispersión de los contaminantes en el acuífero hasta un pozo de extracción de agua. Este modelo resuelve la ecuación de transporte de solutos en medios porosos en tres dimensiones, teniendo en cuenta la retención del suelo y el decaimiento radiactivo.

En el segundo escenario se supone el ascenso a la superficie del lodo contaminado del pozo, debido a las acciones llevadas a cabo para recuperar las fuentes atascadas o a una nueva perforación.

El objetivo del trabajo es presentar una metodología simple para estimar, en forma conservativa, las dosis implicadas en el atascamiento y degradación o ruptura del blindaje de las fuentes radiactivas empleadas durante el perfilaje de pozos petroleros.

1. INTRODUCCIÓN

El perfilaje de pozos de petróleo permite registrar propiedades de las capas geológicas tales como la permeabilidad, la porosidad y la conductividad en función de la profundidad. De esta manera se caracteriza la ubicación y la calidad de los hidrocarburos presentes en la zona, facilitando su explotación. Existen distintos tipos de perfilajes: eléctrico, radiactivo, sónico, de inducción, solo por citar algunos. En particular, en el perfilaje mediante el uso de fuentes radiactivas se introduce una fuente en el pozo para estudiar la interacción de la radiación con el suelo (perfilajes gamma-gamma y neutrónico) [1,2].

El perfilaje gamma-gamma mide la densidad global de las formaciones litológicas atravesadas por la perforación. Las sondas de pozo de perfilaje contienen una fuente de radiación gamma, en forma de una cápsula metálica cerrada herméticamente y detectores separados y blindados con respecto a la fuente. En general se utiliza como fuente al radioisótopo Cs-137 (energía gamma de 661,6 keV debido a la transición isomérica con Ba-137 y período de semidesintegración radiactivo $T_{1/2}$ de 30,17 años), típicamente las actividades son de 5,5 x 10^{10} a 7,4 x 10^{10} Bq. El perfilaje neutrónico determina la cantidad de hidrógeno presente, siendo un indicador de la humedad; también puede utilizarse como indicador de la existencia de gas [1,2]. En este caso, las fuentes empleadas son mezclas de fuentes llamadas isotópicas como las de Am-Be ($T_{1/2}$ del Am-241 de 4,32 x 10^2 años), con actividades de alrededor de 5,9 x 10^{11} a 7,4 x 10^{11} Bq [1,2] o como la de Cf-252 ($T_{1/2}$ de 2,64 años), con 1,5 x 10^8 Bq aproximadamente. Actualmente se está buscando minimizar el uso de fuentes emisoras de partículas alfa, de alta toxicidad por tratarse de actínidos; y de las que emiten rayos gamma, debido a su alto poder de penetración. En esta línea, se encuentran los generadores de neutrones pulsantes. Estos utilizan alrededor de 3,7 x 10^{11} Bq de tritio ($T_{1/2}$ de 12,3 años) unido a la superficie metálica del tubo generador y su principal ventaja es que cuando no se encuentra en uso no genera neutrones.

Durante las tareas de perfilaje, la herramienta portante de fuentes radiactivas selladas puede quedar atascada a cierta profundidad sin alternativa viable de recuperación. En tal caso, es necesario implementar acciones para minimizar el riesgo radiológico por liberación de material radiactivo a la napa subterránea, a causa de la degradación natural del blindaje o a su destrucción accidental por la colisión imprevista con otra herramienta.

Entre los procedimientos utilizados para minimizar el riesgo radiológico que conlleva el atascamiento de una herramienta portante de fuentes radiactivas, sin alternativa de recuperación, se encuentra: el aislamiento hidráulico mediante la inyección de cemento, la colocación de una cuña dentro del pozo para desviar cualquier acercamiento a la fuente cementada; y el registro y la señalización de la herramienta atascada.

En este trabajo se presenta una evaluación simplificada de las dosis asociadas al atascamiento de fuentes radiactivas durante el perfilaje de pozos. Se supone que la herramienta portante de la fuente radiactiva se ubica a cierta profundidad. Las evaluaciones se realizan para tres tipos de fuentes, una fuente de Cs-137 de 6,0 x 10^{10} Bq, una fuente de Cf-252 de 1,5 x 10^8 Bq y una fuente de Am-Be de 2,9 x 10^{11} Bq.

Se plantean dos escenarios. En el primero se evalúa el riesgo radiológico de un miembro del público debido a la ingestión de agua de la napa subterránea, contaminada por la degradación natural del blindaje de las fuentes. En el segundo escenario se estudia el impacto sobre un trabajador del ascenso del lodo contenido en el pozo, contaminado a causa de una colisión con otra herramienta.

En el primer escenario se aplica el Modelo de Dispersión de Radionucleidos en Acuíferos Freáticos (DRAF), desarrollado por D. E. Rives en 1992 [3]. En particular, se utilizó la versión N° 24 que corresponde al movimiento y evolución temporal de la concentración de un elemento radiactivo disuelto en agua en un medio saturado. Este resuelve numéricamente, mediante un programa computacional, la ecuación de transporte de solutos en un medio poroso saturado en tres dimensiones discretizada [4]. La misma tiene en cuenta la dispersión hidrodinámica, la advección, el decaimiento radiactivo y los ingresos o salidas del radionucleido de la región de interés. Para este escenario se asume que la fuente radiactiva está en contacto directo con la napa de consumo de agua y que el pozo de extracción se encuentra aguas abajo de la misma.

En el segundo escenario se supone que toda la actividad de las fuentes es liberada a la vez y asciende dentro de la columna de lodo hasta la superficie. Se estima la dosis que recibiría un trabajador debido a la vía de irradiación externa por exposición al lodo. Adicionalmente se evalúa la dosis debido a la vía de inhalación de material re-suspendido y a la de ingestión inadvertida de lodo.

El objetivo del trabajo es presentar un método simplificado que permita estimar en forma conservativa el orden de las dosis implicadas en el atascamiento de fuentes radiactivas empleadas durante el perfilaje de pozos petroleros.

2. ESCENARIOS

La evaluación dosimétrica se realiza asumiendo que la herramienta portante de fuentes radiactivas empleada en el perfilaje de pozos petroleros se encuentra atascada a cierta profundidad conteniendo las fuentes de Cs-137, Cf-252 y Am-Be. A continuación, en la subsección 2.1, se presenta el escenario planteado para evaluar el riesgo radiológico asociado a la ingestión de agua contaminada de la napa subterránea. En la sección 2.2 se estudia la liberación súbita del lodo contenido en la columna del pozo petrolero hasta la superficie. En este caso el trabajador recibiría una dosis por exposición al lodo, inhalación de material re-suspendido e ingestión inadvertida de lodo.

2.1. Escenario 1: Riesgo radiológico asociado a la ingestión de agua contaminada

Para estudiar la dispersión del radionucleido en el acuífero, desde su liberación en la ubicación del pozo petrolero hasta el punto de extracción de agua de consumo, se utilizó el Modelo de Dispersión de Radionucleidos en Acuíferos Freáticos (DRAF) [3]. En particular, se aplicó la versión N° 24 del modelo que corresponde a medios saturados. Como resultado se obtuvo la actividad anual de cada radionucleido en función del tiempo. A partir de esta actividad presente en el punto de extracción de agua, se obtiene la dosis efectiva anual en función del tiempo debida a la liberación del total de actividad de cada fuente. Para ello se multiplica la actividad anual por una tasa de ingestión de agua de 730 l/a y el factor dosimétrico por ingestión del radionucleido [5]. La persona representativa hipotética considerada es un adulto y el punto de extracción de agua se ubica a cierta distancia aguas abajo del pozo petrolero.

En cada simulación, el programa requiere parámetros de entrada asociados a la discretización de la región, al radionucleido en cuestión y a la hidrogeología del sitio. Entre estos parámetros se encuentran el campo de velocidades del flujo subterráneo, las dispersividades longitudinal (AL) y transversal (AT), el coeficiente de retardo y el período de semidesintegración radiactivo. A continuación se detalla la elección de los parámetros más relevantes de cada simulación.

Se eligió la región de interés, que contiene a la fuente y a la parte del acuífero desde el pozo petrolero al punto de extracción de agua, como un paralelepípedo de 150 m de longitud por 10 m de ancho y 6 m de espesor. La misma se discretizó mediante 9000 paralelepípedos más pequeños (nodos) de 1 m de lado. Se supuso que la actividad inicial de cada radioisótopo se halla distribuida uniformemente en un nodo (volumen de 1 m^3), ubicado en un extremo de la región a mitad del espesor.

El escenario resulta conservativo dado que se trata de fuentes selladas que si bien están atascadas mantienen su integridad. Por esta razón, se supone que las fuentes guardarán su estanqueidad por mucho más tiempo que el supuesto retardando así el ingreso del material radiactivo en la matriz ambiental y permitiendo al mismo tiempo el decaimiento de su actividad. Para que sea posible visualizar la dosis máxima anual se tomó el tiempo de duración de la simulación igual a 500 años, para las fuentes de Cs-137 y Cf-252; y de 5500 años para la fuente de Am-Be.

Se asumió que la liberación se produce a intervalos regulares de 5 días, en un valor constante, y que el contenido radiactivo total ingresa al acuífero al cabo de 50 años. Este último tiempo fue elegido en forma arbitraria, para contemplar el retardo en el ingreso del material radiactivo al acuífero debido a la degradación natural del blindaje de las fuentes.

El estudio se realizó asumiendo que el espesor del acuífero es constante y que no existen aportes de otras capas acuíferas, ni variaciones estacionales o debidas a otros factores. La velocidad del flujo subterráneo se tomó uniforme, en dirección longitudinal e igual a 50 m/a, valor dentro del rango típico y en coincidencia con aplicaciones previas [3].

La retención en el medio sólido depende de la interacción entre la especie química del radionucleido en solución y las partículas sólidas del medio poroso [6]. El coeficiente de retardo se calculó mediante la ecuación de retardo [3], a partir de la densidad aparente, el coeficiente de distribución y el contenido de humedad. En forma arbitraria se eligió suelo de tipo arenoso. Se utilizó el coeficiente de distribución de los radionucleidos en arena; la densidad y la porosidad de [7]. El valor del coeficiente de retardo calculado es: 1078 para Cs-137, 1963 para Cf-252; y 7309, para Am-241.

La dispersividad es una medida del esparcimiento de los radionucleidos en el medio poroso, siendo mayor para plumas de contaminantes más largas. Si bien existe un amplio rango de dispersividades posibles, las estimaciones se efectuaron considerando valores típicos y coincidentes con los de aplicaciones previas [3,8].

2.2. Escenario 2: Riesgo asociado al ascenso del lodo contaminado del pozo

En este escenario, la herramienta atascada es dañada al ser interceptada durante la perforación de un pozo vecino. Se asume que todo el contenido radiactivo de la fuente se libera diluyéndose uniformemente en el volumen de lodo contenido en el pozo, e inmediatamente asciende a la superficie.

La cantidad de lodo de una perforación depende principalmente de las características de la formación, de la profundidad y el diámetro del pozo. Se consideró que el volumen de lodo presente en una operación típica de perforación es de 200 m^3 [9].

Para estimar la dosis debido a la irradiación externa por exposición al lodo se requiere la concentración de actividad superficial de lodo. Se la calculó a partir de la concentración de actividad volumétrica, asumiendo que el lodo se distribuye en forma isótropa y homogénea en un plano de 20 cm de espesor. Se utilizaron los coeficientes dosimétricos para suelo contaminado superficialmente de [10] y se supuso que el trabajador transcurre 2000 horas al año en el sector del pozo.

Adicionalmente a partir de la concentración de actividad volumétrica de lodo, considerando que la densidad del mismo es de 1050 kg/m^3 [11] y tomando la densidad de polvo ambiental igual a $1,0 \times 10^{-7}$ kg/m^3 de [12]; se calculó la concentración de actividad en aire debido a la resuspensión de material. Posteriormente se estimó la dosis efectiva anual debido a la vía de inhalación de material re-suspendido. Para esto se tuvo en cuenta una tasa de respiración anual de 8400 m^3/a [12], los factores dosimétricos por inhalación de [5] y el tiempo que el trabajador transcurre en el lugar previamente mencionado.

Finalmente, se estimó la dosis efectiva anual que recibiría un trabajador debido a la vía de ingestión inadvertida de 1 cm^3 de lodo. Los factores dosimétricos para ingestión se tomaron de [5].

El escenario presentando en esta sección resulta sumamente conservativo ya que es posible evitarlo con un planeamiento adecuado de las direcciones a perforar y utilizando detectores de radiación que permitan apreciar el aumento de la radiactividad en el lugar de trabajo.

3. RESULTADOS

A continuación, en la subsección 3.1 se presentan los resultados para el escenario asociado a la evaluación del riesgo radiológico por la ingestión de agua contaminada de la napa subterránea. En la sección 3.2 se muestran los resultados del escenario correspondiente a la liberación súbita del lodo contaminado contenido en la columna del pozo petrolero y su ascenso hasta la superficie.

3.1. Resultados Escenario 1

En las Figuras 1, 2 y 3 se observa la dosis efectiva anual, por ingestión de agua contaminada, en función del tiempo para la fuente de Cs-137. Los gráficos corresponden a un pozo de extracción de agua ubicado a 30, 50 y 60 m respectivamente del lugar de atascamiento, en la dirección del flujo subterráneo. Los valores de dispersividades utilizados son AL = 10 y AT = 1. En todos los casos, el máximo de la dosis se encuentra dentro del tiempo de duración de la simulación.

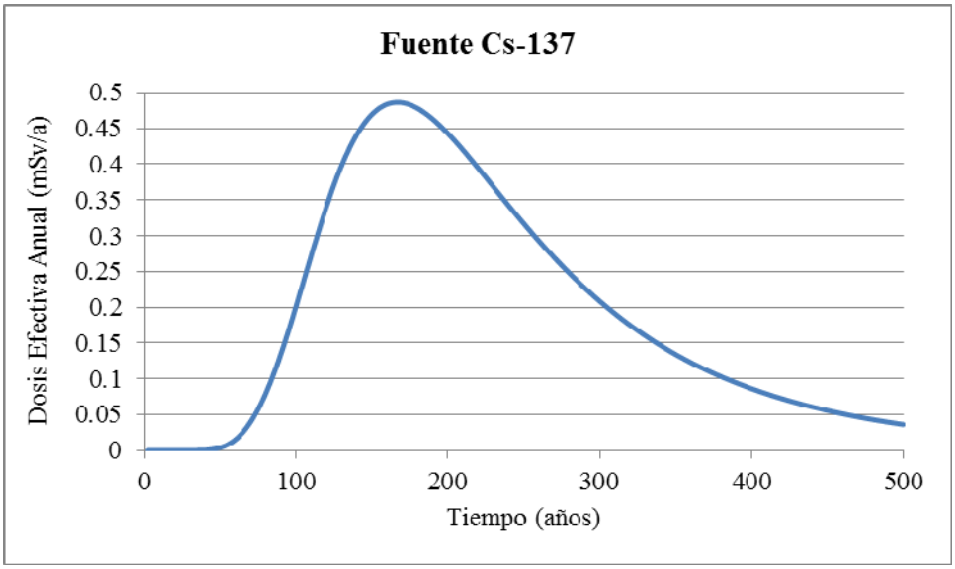


Figura 1. Gráfico de la dosis efectiva anual en función del tiempo debida a la ingestión de agua extraída de un pozo ubicado a 30 m de la fuente de Cs-137, dispersividades AL=10 y AT=1

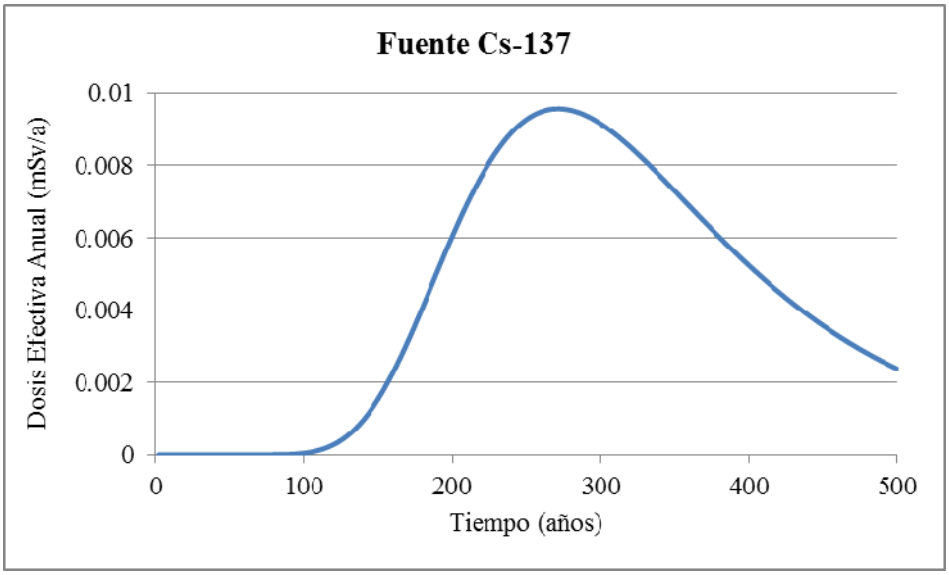


Figura 2. Gráfico de la dosis efectiva anual en función del tiempo debida a la ingestión de agua extraída de un pozo ubicado a 50 m de la fuente de Cs-137, dispersividades AL=10 y AT=1

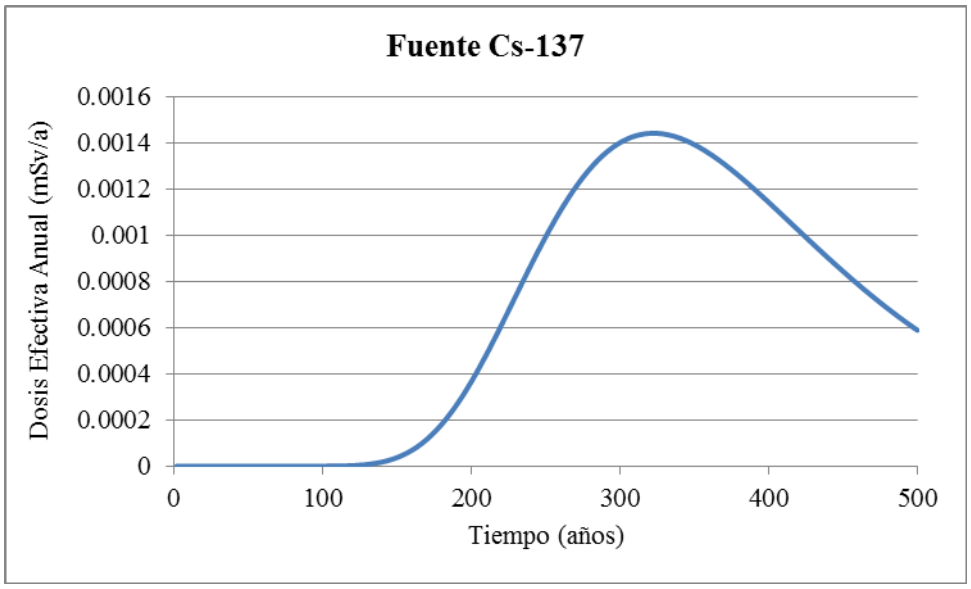


Figura 3. Gráfico de la dosis efectiva anual en función del tiempo debida a la ingestión de agua extraída de un pozo ubicado a 60 m de la fuente de Cs-137, dispersividades AL=10 y AT=1

Análogamente, la Figura 4 muestra la dosis efectiva anual, por ingestión de agua contaminada, en función del tiempo para la fuente de Cf-252. En este caso, el pozo de extracción de agua se encuentra a 30 m del lugar del atascamiento, en la dirección del flujo subterráneo. Los valores de dispersividades usados son AL = 10 y AT = 1. El máximo de la dosis se halla dentro del tiempo de duración de la simulación.

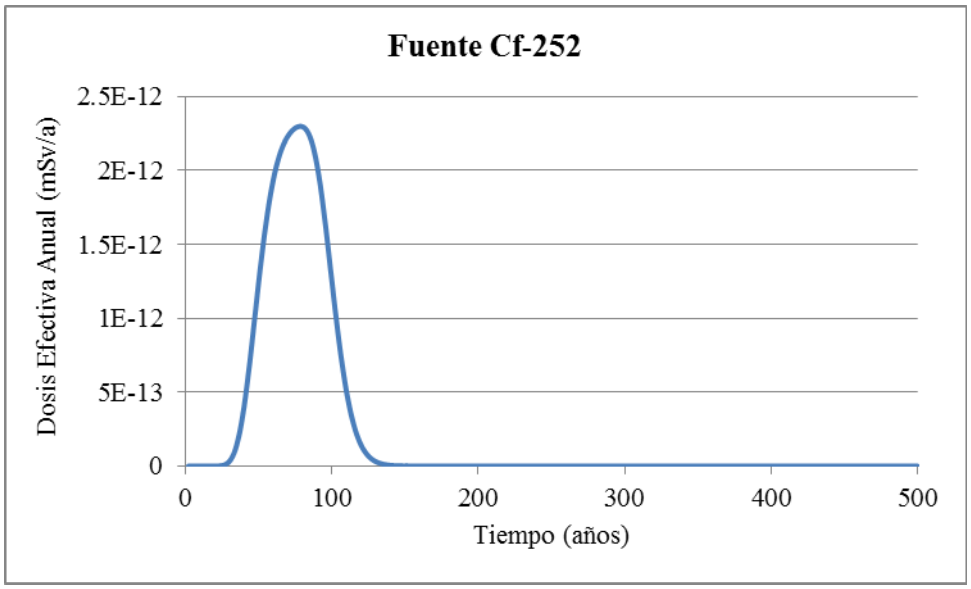


Figura 4. Gráfico de la dosis efectiva anual en función del tiempo debida a la ingestión de agua extraída de un pozo ubicado a 30 m de la fuente de Cf-252.
Dispersividades AL=10 y AT=1

Finalmente, en la Figura 5 se presenta la dosis efectiva anual, por ingestión de agua contaminada, en función del tiempo para la fuente de Am-Be. El pozo de extracción de agua se ubica a 50 m del

lugar de atascamiento y las dispersividades consideradas son AL = 3 y AT = 1,5. El máximo de la dosis se observa dentro del tiempo de duración de la simulación.

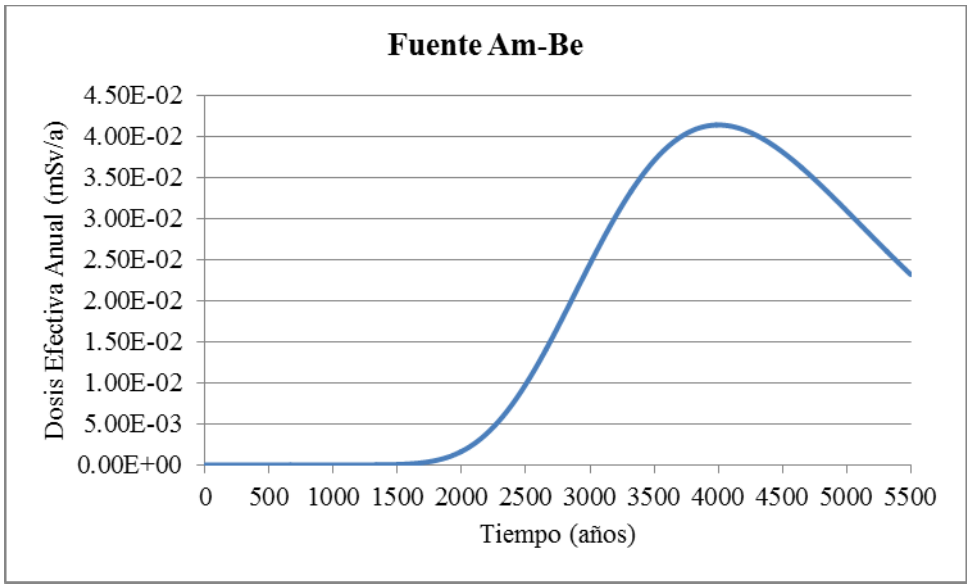


Figura 5. Gráfico de la dosis efectiva anual en función del tiempo debida a la ingestión de agua extraída de un pozo ubicado a 50 m de la fuente de Am-Be. Dispersividades AL=3 y AT=1,5

En las Tablas 1, 2 y 3 se observa la dosis efectiva máxima anual y el tiempo en el que se alcanzaría para las fuentes de Cs-137, Cf-252 y Am-Be, respectivamente. Los resultados corresponden a valores de las dispersividades AL = 10 y AT = 1, en el caso de las fuentes de Cs-137 y Cf-252; y AL = 3 y AT = 1 para la fuente de Am-Be. Se consideraron tres posibles ubicaciones del pozo de extracción de agua en cada caso.

Tabla 1. Dosis efectiva anual máxima debido a la ingestión de agua extraída de un pozo ubicado aguas abajo de una fuente atascada de Cs-137

Ubicación del pozo de extracción de agua aguas debajo de la fuente atascada (m)	Año en el que se alcanza la Dosis Efectiva Máxima	Dosis Efectiva Máxima Anual (mSv)
30	167	$4{,}9 \times 10^{-1}$
50	271	$9{,}6 \times 10^{-3}$
60	323	$1{,}4 \times 10^{-3}$

Tabla 2. Dosis efectiva anual máxima debido a la ingestión de agua extraída de un pozo ubicado aguas abajo de una fuente atascada de Cf-252

Ubicación del pozo de extracción de agua aguas debajo de la fuente atascada (m)	Año en el que se alcanza la Dosis Efectiva Máxima	Dosis Efectiva Máxima Anual (mSv)
30	78	$2{,}3 \times 10^{-12}$
50	111	$1{,}2 \times 10^{-20}$
60	128	$9{,}5 \times 10^{-25}$

Tabla 3. Dosis efectiva anual máxima debido a la ingestión de agua extraída de un pozo ubicado aguas abajo de una fuente atascada de Am-Be

Ubicación del pozo de extracción de agua aguas debajo de la fuente atascada (m)	Año en el que se alcanza la Dosis Efectiva Máxima	Dosis Efectiva Máxima Anual (mSv)
30	2405	1,2
50	4000	$4{,}1 \times 10^{-2}$
60	4761	$8{,}1 \times 10^{-3}$

A partir de las Tablas 1 y 2 se observa que para un pozo de extracción de agua ubicado a 50 m de las fuentes atascadas de Cs-137 y Cf-252, la dosis efectiva máxima anual debido a la ingestión de agua contaminada no superaría el 1% del valor de dosis anual de referencia en miembros del público (1 mSv/a) [5]. En el caso de la fuente de Am-Be (Tabla 3), para un pozo ubicado a 50 m, la dosis efectiva anual debido a la ingestión de agua contaminada no superaría el 5% del valor de referencia.

3.2. Resultados Escenario 2

En la Tabla 4 se muestra la dosis efectiva que recibiría el trabajador debido a la vía de irradiación externa por exposición al lodo. La misma resulta sumamente pequeña para todos los radionucleidos no obstante las hipótesis conservativas consideradas.

Tabla 4. Dosis efectiva anual debido a la irradiación externa por exposición al lodo

Radionucleido	Dosis efectiva anual (mSv/a)
Cs-137	$3{,}9 \times 10^{-10}$
Cf-252	$2{,}5 \times 10^{-12}$
Am-241	$1{,}8 \times 10^{-07}$

La Tabla 5 presenta la dosis efectiva anual que recibiría el trabajador debido a la inhalación de material re-suspendido.

Tabla 5. Dosis efectiva anual por inhalación de material re-suspendido

Radionucleido	Dosis efectiva anual (mSv/a)
Cs-137	$2{,}5 \times 10^{-04}$
Cf-252	$2{,}7 \times 10^{-03}$
Am-241	$1{,}1 \times 10^{+01}$

Finalmente, la dosis efectiva anual que recibiría el trabajador debido al consumo inadvertido de 1 cm^3 de lodo se observa en la Tabla 6 y la dosis efectiva anual total a causa de las tres vías consideradas se presenta en la Tabla 7.

Tabla 6. Dosis efectiva anual debido al consumo inadvertido de 1 cm^3 de lodo

Radionucleido	Dosis efectiva anual (mSv/a)
Cs-137	$3{,}9 \times 10^{-03}$
Cf-252	$6{,}8 \times 10^{-05}$
Am-241	$2{,}9 \times 10^{-01}$

Tabla 7. Dosis efectiva anual total debido a las tres vías de exposición consideradas

Radionucleido	Dosis efectiva anual (mSv/a)
Cs-137	$4{,}2 \times 10^{-03}$
Cf-252	$2{,}8 \times 10^{-03}$
Am-241	$1{,}1 \times 10^{+01}$

Como se puede observar de la Tabla 7, la dosis efectiva anual total para cada fuente resulta menor al valor de referencia para trabajadores (20 mSv/a) [5].

4. CONCLUSIONES

Los escenarios planteados en este trabajo y las suposiciones realizadas son de carácter conservativo. Es decir, permiten estimar valores maximizados de las actividades esperables y de las dosis involucradas.
En base al primer escenario postulado, las dosis involucradas para un pozo de extracción de agua a 50 m del lugar de atascamiento están muy por debajo del valor establecido por la normativa vigente para miembros del público para las tres fuentes consideradas.
Las dosis asociadas al segundo escenario resultan menores a los valores de referencia para trabajadores aún en el peor caso, que corresponde a la fuente de Am-Be.

En este trabajo no se estudió la dependencia de los resultados con la elección de los parámetros que caracterizan al acuífero. Por otro lado, existen condiciones impuestas en la elección de los intervalos de discretización espaciales y temporales a fin de que no se produzcan inestabilidades en el cálculo. Los resultados presentados en el trabajo solo deben interpretarse y utilizarse en el contexto de las hipótesis asumidas.

Para la evaluación de las dosis asociadas a esta problemática en un yacimiento específico sería necesario un conocimiento detallado de la hidrogeología de la zona que fundamente los parámetros considerados en el cálculo de manera de obtener estimaciones más precisas.

Agradecimientos

A Julio C. Aguiar por sus comentarios y sugerencias acerca del presente trabajo.

5. REFERENCIAS

1. Organismo Internacional de Energía Atómica, “Guía para autorización e inspección: Perfilaje de pozos”, OIEA-RLA/9/064-ATS 1 (2011).

2. Autoridad Regulatoria Nacional en Radioprotección, “Norma UY121: Perfilaje de pozos petroleros”, Uruguay (2014).

3. Rives, D. E., “Manual del usuario del Modelo de Dispersión de Radionucleidos en Acuíferos Freáticos”, ARN PI-5/99. Buenos Aires, Argentina (1999).

4. Jacob Bear, *Dynamics of fluids in porous media*, American Elsevier Publishing Company, Inc, New York, Estados Unidos (1972).

5. Autoridad Regulatoria Nuclear, “Factores dosimétricos para irradiación externa y contaminación interna, y niveles de intervención para alimentos”, Guía Regulatoria AR 1 Revisión 1 (2003).

6. Amado, V. y López, F. “Evaluación de la dosis debida a la liberación del contenido radiactivo presente en sistemas de disposición final de residuos radiactivos” *Primer Congreso Panamericano de la International Radiation Protection Association (IRPA)*, Acapulco, 4 al 8 de Septiembre (2006).

7. Environmental Assessment Division Argonne National Laboratory. “User´s Manual for RESRAD versión 6”. ANL/EAD-4 (2001).

8. Gelhar, L. W., C. Welty and K. R. Rehfeldt, “A critical review of data on field-scale dispersion in aquifers”, *Water Resources Research.* **Vol 28, Nº 7**, pag 1955 (1992).

9. División de Protección Ambiental del Instituto Mexicano del Petróleo, "Anteproyecto de Norma Oficial Mexicana para Regular el Manejo de los Residuos provenientes de la Extracción de Petróleo y Gas”

10. Eckerman K. F., Ryman, J. C. “External Exposure to Radionuclides in Air, Water and Soil”. Federal Guidance Report No. 12. Washington, DC: US Environmental Protection Agency (1993).

11. “Miliarium Ingeniería Civil y Medio Ambiente: Lodos de perforación”, http://www.miliarium.com/proyectos/estudioshidrogeologicos/anejos/metodosperforacion/lodos_perforacion.asp

12. International Atomic Energy Agency, “Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment”, Safety Reports Series No. 19, IAEA, Vienna (2001).

Análisis de la confiabilidad de los datos meteorológicos registrados en el sitio Atucha

Amado, V.; Ulke, A.G.; Marino, B. y Thomas, L.

Presentado en: XII Congreso Argentino de Meteorología.
Mar del Plata, Argentina, 25 al 29 de mayo de 2015

ANALISIS DE LA CONFIABILIDAD DE LOS DATOS METEOROLOGICOS REGISTRADOS EN EL SITIO ATUCHA

Valeria Amado[1*], Ana Graciela Ulke[2,3], Beatriz Marino[4], y Luis Thomas[4]

[1] Autoridad Regulatoria Nuclear

[2] Departamento de Ciencias de la Atmósfera y los Océanos, FCEN, UBA

[3] Unidad Mixta Internacional, Instituto Franco Argentino sobre Estudios de Clima y sus Impactos, (IFAECI)/CNRS

[4] Flujos Geofísicos y Ambientales, Facultad de Ciencias Exactas, CIFICEN (CONICET/UNICPBA)

*vamado@arn.gob.ar

http://www.cnea.gov.ar/Centrales-Nucleares

El objetivo de este trabajo es presentar una metodología para evaluar la confiabilidad de los datos meteorológicos registrados en el sitio Atucha. La misma se elaboró en base a criterios sugeridos por la Organización Meteorológica Mundial (OMM) y se implementó en forma automatizada, de modo de posibilitar su rápida aplicación a series temporales que abarquen períodos prolongados.

El sitio Atucha comprende las centrales nucleares Atucha I (CNAI) y Atucha II (CNAII) y se encuentra aproximadamente a 100 km de la Ciudad de Buenos Aires, en la ribera del Río Paraná de las Palmas. Estas centrales, junto con la central Embalse integran el sistema eléctrico argentino de generación nuclear.
CNAI emplea como combustible una mezcla de uranio natural (0,72 % de uranio 235) y uranio levemente enriquecido (0,85 %). La puesta en régimen se realizó durante 1974, entregando actualmente una potencia eléctrica bruta de 363 MWe. CNAII utiliza como combustible uranio natural y fue diseñada para alcanzar una potencia eléctrica bruta de 745 MWe. Si bien la construcción de CNAII se inició en 1982, la obra estuvo paralizada y ha comenzando a operar recientemente. Ambas centrales son refrigeradas y moderadas con agua pesada, y pertenecen al grupo de reactores PHWR (reactor de agua pesada presurizada). La altura efectiva de las chimeneas de descarga es de 40 m. Las centrales son operadas por la empresa Nucleoeléctrica Argentina SA.
El sitio Atucha cuenta con una torre meteorológica operativa desde antes de la puesta en marcha de CNAI, cuyos datos fueron utilizados para el estudio micrometeorológico del emplazamiento.

Se consideraron los datos meteorológicos registrados en la torre meteorológica a 10 m y 40 m de altura, cada 10 min. Un conjunto integrado de sensores realiza las mediciones a cada altura, siendo recolectadas en la consola de una estación meteorológica automática Davis Vantage Pro 2. Los datos están disponibles en línea mediante la conexión a una PC. El período analizado es del 1 de abril de 2013 a las 12,10 a.m. al 25 de marzo de 2014 a las 11,50 p.m.; y la cantidad de datos esperable para cada altura es 51695.

Altura (m)	Variables Medidas
10	T, T_r, HR, P, V, V_d, pp, Rad
40	T, T_r, HR, P, V, V_d

METODOLOGÍA

Los datos se encuentran en formato Excel y el procedimiento se halla automatizado mediante la utilización de funciones estadísticas y lógicas, y el empleo de filtros. La metodología se basa en las pruebas mínimas aceptables sugeridas por la OMM:

- Consistencia interna entre los valores medidos de humedad relativa y los calculados a partir de las mediciones de la temperatura y el punto de rocío, mediante el coeficiente de correlación
- Prueba de tolerancia: Se tiene en cuenta los límites impuestos por el rango de trabajo de cada sensor o por los valores que puede tomar el parámetro por definición.
- Comparación de la cantidad de mediciones respecto de las esperadas en el período de interés, para identificar la cantidad de datos faltante. Se identifican los registros incompletos detallando fecha y horario. Cuando es posible hacerlo, se completan los datos.
- Consistencia temporal de cada magnitud medida X. Se calcula Z = X(t)-X(t-1), su valor promedio $\bar{Z}$ y la desviación estándar ΔZ. Se evalúa la cantidad de mediciones comprendidas en los intervalos:
  $I_1 = [\bar{Z} - \Delta Z; \bar{Z} + \Delta Z]$, $I_2 = [\bar{Z} - 2\Delta Z; \bar{Z} + 2\Delta Z]$ e $I_3 = [\bar{Z} - 3\Delta Z; \bar{Z} + 3\Delta Z]$
- Consistencia espacial: Se evalúa el valor promedio y la desviación estándar de cada una de las magnitudes. Se calcula la cantidad de mediciones comprendidas en los intervalos I_1, I_2 e I_3 tomando Z = X(t).

RESULTADOS

- Consistencia interna entre la humedad relativa medida y la calculada: Coeficiente de correlación 0,9999.
- Prueba de tolerancia pasada por el 100% de los datos
- Altura de 10 m: 43 faltas, 42 consecutivas desde el 11/04/2013 a las 5:10 p.m. al 12/04/2013 a las 12:00 a.m. y fueron identificadas como registros incompletos. La otra falta fue completada y corresponde al 23/09/2013 a las 5:40 p.m.
- Altura de 40 m: Un dato faltante que fue completado y corresponde al 23/09/2013 a las 3,50 p.m.
- En el período de interés la base completa tiene un total de 51653 registros para cada variable medida a 10 m, y de 51695 registros para las variables medidas a 40 m de altura.
- Las pruebas de consistencia temporal y espacial se realizaron para todas las variables registradas, excepto para la dirección del viento que será analizada en un trabajo futuro cuando se disponga de los registros numéricos originales. Para las dos alturas I_3 comprende entre el 97,9 % y el 99,9 % de los datos para todas las variables estudiadas en el caso de la consistencia temporal y entre el 98,8 % y el 100% de los datos para la consistencia espacial. Los datos registrados que quedan fuera del intervalo I_3 fueron identificados para su posterior revisión.

CONCLUSIONES

La metodología presentada permitió evaluar en forma simple y efectiva la confiabilidad de los datos registrados en el sitio Atucha.
El resultado fue, en general, satisfactorio ya que permitió conocer el tipo de errores asociados en el proceso y aislar las mediciones dudosas para su posterior análisis.
El alto grado de confiabilidad de los datos permitirá la caracterización de la dispersión ambiental local, necesaria para la evaluación del impacto ambiental y radiológico durante la operación normal de las centrales, y su utilización en el estudio de fenómenos locales influenciados por la presencia del río.

Actividades e implicancias de la seguridad física en el marco nuclear y radiactivo

Anahory, J.; Botiglieri, E.; Isaias, J.; Larrosa, S.;
Menossi, S. y Renzi, C.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 de abril de 2015

ACTIVIDADES E IMPLICANCIAS DE LA SEGURIDAD FÍSICA EN EL MARCO NUCLEAR Y RADIACTIVO

Anahory, J.; Botiglieri, E.; Isaias, J.; Larrosa, S.; Menossi, S. y Renzi, C.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Para prevenir y detectar posibles actos malintencionados, y dar una respuesta, es preciso tomar medidas tales como preservar la seguridad de las instalaciones y de los transportes de materiales protegidos, y mantener un contacto permanente y una rigurosa coordinación con los responsables de las organizaciones involucradas en la seguridad radiológica y nuclear.

La Subgerencia Control de la Seguridad Física de Prácticas de la Autoridad Regulatoria Nuclear Argentina desarrolla diversas actividades vinculadas a la evaluación, fiscalización y control del Diseño de los Sistemas de Protección y Seguridad Física en el marco regulatorio vigente a partir de las normas AR 10.13.1 “Protección Física de Materiales e Instalaciones Nucleares” y AR 10.13.2 “Seguridad Física de Fuentes Selladas”.

Con este fin se realizan inspecciones de Protección y Seguridad Física a Instalaciones Nucleares y Radiactivas, previo análisis de los Informes de Diseño, los cuales forman parte de la documentación para el otorgamiento de las Licencias de Puesta en Marcha o de Operación de las mismas. Además se interviene en el proceso de emisión de autorizaciones de transportes de material nuclear y radiactivo que se desarrollan en el territorio nacional y se controla el cumplimiento de los requisitos regulatorios de acuerdo a la normativa vigente citada.

En este trabajo se presenta la experiencia de la ARN en el área de la protección y seguridad física y su impacto sobre las medidas de seguridad radiológica y nuclear.

1. INTRODUCCIÓN

La Autoridad Regulatoria Nuclear, creada en el año 1997 mediante la Ley Nº 24.804, tiene como función regular y fiscalizar la actividad nuclear en todo lo referente a seguridad radiológica y nuclear, protección física y salvaguardias.

Esta Autoridad tiene como objetivo establecer, desarrollar y aplicar un régimen regulatorio para todas las actividades nucleares que se realicen en la República Argentina. Uno de los principales propósitos de este régimen es el de prevenir la comisión de actos intencionales que puedan conducir a consecuencias radiológicas severas o al retiro no autorizado de materiales nucleares u otros materiales o equipos sujetos a regulación y control.

En este sentido la ARN tiene la responsabilidad de exigir un sistema completo de Protección Física para las instalaciones y materiales nucleares, y de Seguridad Física para las instalaciones radiactivas y fuentes selladas a través del establecimiento de requerimientos regulatorios mediante la aplicación de las normas regulatorias AR 10.13.1 “Norma de Protección Física de Materiales e Instalaciones Nucleares” y AR 10.13.2 “Norma de Seguridad Física de Fuentes Selladas”. En estas normas se establecen los criterios generales de Protección Física de materiales e instalaciones nucleares y de Seguridad Física de fuentes selladas.

Ambas normas establecen además, los niveles de seguridad aplicables a las diferentes instalaciones según su categoría y las responsabilidades del Titular de la licencia o autorización de práctica no rutinaria y de los trabajadores, que deben ajustar su accionar a los procedimientos de Seguridad Radiológica y Seguridad Física establecidos.

El Organismo Internacional de Energía Atómica ha emitido recomendaciones que se utilizaron para sentar las bases de las Normas Regulatorias relativas a la Seguridad Y protección Física de las Prácticas. Durante el desarrollo del presente trabajo, se mencionarán puntos referidos a estos documentos.

2. ACTIVIDADES DE LA SUBGERENCIA CONTROL DE LA SEGURIDAD FISICA DE PRACTICAS

Los procesos de licenciamiento y fiscalización que realiza la Subgerencia Control de la Seguridad Física de Prácticas, han sido certificados bajo la IRAM-ISO 9001; 2008 en el año 2013, por lo que en la actualidad se trabaja bajo los requisitos de esta norma. El alcance de la certificación es: “Control y Fiscalización regulatoria de la protección Física de las instalaciones nucleares y de la seguridad de las fuentes radiactivas selladas, conforme lo establecido en las normas regulatorias de la AR 10.13.1 y 10.13.2“, asegurando que el proceso mejora continuamente.

Las instalaciones de interés para la Subgerencia se dividen en dos grupos según el confeccionamiento del material que utilizan para su operación.

Las instalaciones que utilizan **material nuclear** comprendido en la norma AR 10.13.1 “Norma de Protección Física de materiales e instalaciones nucleares” (por ej. uranio 233, uranio 235, plutonio, combustible irradiado y agua pesada) y las instalaciones que poseen **fuentes radiactivas selladas** (por ej. Co-60), comprendidas en la norma AR 10.13.2-“Seguridad Física de Fuentes Selladas”

En el primer caso, los materiales nucleares componen combustibles y residuos de reactores nucleares de potencia y de investigación, pequeñas cantidades de ellos, fuera del control regulatorio, serían suficientes para poner en riesgo a gran parte de la población. Su utilización en artefactos explosivos o un sabotaje directo realizado en una instalación que contenga materiales nucleares sería inadmisible para la seguridad del entorno.

El segundo grupo que se fiscaliza comprende las instalaciones que poseen fuentes radiactivas selladas, como por ej. servicios de cobaltoterapia, irradiadores de sangre de Cs-137 y plantas de irradiación industrial con Co-60. Estas fuentes, pueden causar un detrimento inaceptable en la salud si se las utiliza con fines no autorizados.

Es necesario asegurar que las fuentes radiactivas se gestionen y se protejan en condiciones de Seguridad Física durante su vida útil y al final de esta, aplicando el “Código de conducta sobre la seguridad tecnológica y física de las fuentes radiactivas” aprobado por la Junta de Gobernadores del OIEA en el 2013 en la que el Estado Argentino participó, destacando a los usuarios y los que gestionan las fuentes en desuso sus responsabilidades en lo que respecta a la seguridad física de dichas fuentes.

Todas las instalaciones reguladas según las normas están sometidas a inspecciones periódicas de Protección/Seguridad Física. Las inspecciones se clasifican en rutinarias y no rutinarias.

Las inspecciones rutinarias planificadas y ejecutadas anualmente, son anunciadas a la instalación con anterioridad a su ejecución.

Las inspecciones no rutinarias se realizan fuera del cronograma establecido por diferentes motivos, cambios significativos en las condiciones edilicias de la instalación, cambios en el sistema de protección/seguridad física, eventos relevantes que hayan ocurrido o incluso que la Subgerencia planee una inspección no anunciada para verificar que la instalación cumpla con la documentación mandatoria presentada a la ARN al solicitar la licencia de puesta en marcha o de operación de la instalación.

La planificación de una inspección se realiza en etapas:

a) se analiza la documentación correspondiente a la instalación; actas de inspección, comunicaciones establecidas con personal de la instalación y principalmente el Informe de Diseño de Seguridad/Protección Física. Este informe es de carácter confidencial, accesible solo al personal de la Subgerencia y al responsable de la instalación, se lo resguarda en un ambiente ignifugo y, bajo claves de acceso.

b) se confecciona el **plan de inspección**; se desarrollan los objetivos, los temas a tratar en la reunión inicial con el responsable, las acciones a seguir por los inspectores durante la misma, zonas y elementos del sistema a comprobar, y desvíos a la Norma (si los hubiera).

La inspección comienza con una reunión con el responsable por la seguridad/protección física de la instalación, en donde informa las modificaciones/novedades de la instalación y los temas que involucren al sistema de seguridad y al resguardo del material protegido.

A continuación se verifica el correcto funcionamiento de los sistemas de seguridad/protección física realizando pruebas de alarmas y simulacros verificando sensores de movimiento y de apertura, alarma sonora, llamador telefónico, serpentinas, muros, rejas y accesos; se entrevista a las fuerzas de respuesta.

Las medidas de seguridad/ protección física requeridas dependen de la evaluación de riesgos, con inclusión de consideraciones como el nivel de la amenaza y el grado de interés que despierten los materiales para la comisión de un acto doloso capaz de causar posibles consecuencias radiológicas inaceptables, y según lo establecido en la normas regulatorias AR 10.13.1. y AR 10.13.2.

El cumplimiento de los requerimientos de las normas asegura que las instalaciones reguladas por la ARN a través de la Subgerencia alcanzan los objetivos fundamentales de Seguridad/Protección Física, poseen un sistema que contiene los elementos necesarios para disuadir, detectar, demorar/retardar y responder ante actos no autorizados que pongan en peligro la protección de los miembros del público, trabajadores y el medio ambiente.

La disuasión consiste en conseguir que mediante diferentes elementos, el adversario se retracte de tomar acciones que comprometan el funcionamiento del sistema de seguridad/protección física instalado en la instalación.

La detección radica en alertar a los responsables de la instalación o guardias de seguridad, quienes deben realizar la evaluación de la alarma y descartar las activaciones espúreas y luego contactar a la fuerza de respuesta, quienes a su vez deben acudir a la instalación.

El proceso de demora/retardo, consiste en proveer obstáculos para aumentar el tiempo de tarea del adversario. Estos obstáculos pueden ser barreras pasivas tales como rejas, puertas, muro, etc. y barreras activas como personal de seguridad o elementos que activen su funcionamiento una vez detectada la intrusión.

Una vez comunicada la detección de la alarma a las fuerzas de respuesta, éstas deberán acudir a la instalación con el objetivo de desplegarse alrededor de la misma para interrumpir y neutralizar al adversario.

Durante la inspección se verifica que el sistema de seguridad/protección física posea las siguientes características:

- Protección balanceada: todos los caminos que lleguen al blanco deben estar con el mismo nivel de seguridad ya que el sistema es solo tan efectivo como su camino más débil.

- Defensa en profundidad: debería incrementar la incertidumbre del adversario respecto del sistema, requerir preparaciones y equipos mayores por parte del adversario antes de atacar el sistema lo que crea pasos adicionales donde el adversario pueda fallar/abortar la misión.

- Confiabilidad: existencia de equipo redundante como múltiples sensores complementarios, sistema de alarma central, estaciones secundarias y planes de contingencia que aseguren el correcto funcionamiento del sistema en caso de falla de algún elemento

Al finalizar la inspección, **se confecciona el acta** asentando las actividades desarrolladas y, si los hubiera, los desvíos a las normas correspondientes y los requerimientos que surjan con mención de un plazo de resolución.

Durante la reunión final con el responsable de la instalación se comunican las acciones realizadas durante la visita y las conclusiones. Los inspectores se aseguran de que todas las dudas o comentarios que puedan surgir de ambas partes queden aclaradas, de esta forma se logra mantener un **contacto fluido y transparente** con la instalación.

Luego de la inspección, los inspectores que participaron de la misma transmiten al personal de la Subgerencia lo realizado y los resultados obtenidos, los agentes elaboran un **informe de inspección** en donde se detallan las conclusiones, sugerencias requerimientos y plazos de resolución que han surgido de la visita a la instalación.

Para asegurar el correcto seguimiento de las pendencias/novedades de todas las instalaciones, la Subgerencia posee una **Base de datos** con el historial de cada instalación, las actas de inspección, los resultados, las pendencias, las novedades y comunicaciones establecidas entre el regulado y el personal de la Subgerencia. De esta forma se garantiza que todos los integrantes de la Subgerencia conozcan el estado de las instalaciones.

Además la ARN exige medidas de Protección Física a los transportes de material nuclear y radiactivo, tales como custodia y permanente comunicación entre las fuerzas de respuesta y la Subgerencia, el itinerario de los viajes y rutas alternativas a tomar en caso de puedan ocurrir imprevistos durante el transporte. Solo una vez analizadas las medidas a tomar por los transportistas/usuarios, se autoriza el transporte.

En el año 2014, se realizaron un total de 88 inspecciones: 55 en instalaciones nucleares, 10 en instalaciones radiactivas, y 23 en instalaciones de uso médico (equipos de teleterapia e irradiadores de sangre); además del Control de más de 50 transportes.

La protección y seguridad física se han convertido en motivo de interés y cooperación internacional. En particular, la "Convención sobre la protección física de los materiales nucleares", referida al transporte internacional de estos materiales, se abrió a la firma el 3 de marzo de 1980 en las sedes del OIEA, en Viena, y de las Naciones Unidas, en Nueva York; la República Argentina la aprobó mediante la Ley Nº 23.620.

Es evidente que el perfeccionamiento de los sistemas de Protección Física, la aplicación uniforme de niveles de Protección Física a los materiales nucleares, la cooperación internacional en el caso de hurto o utilización indebida y el establecimiento de una serie de figuras típicas de delito, contribuirán a una mayor seguridad de los materiales nucleares utilizados con fines pacíficos, gracias a esto disminuirá la probabilidad de éxito de los actos de terrorismo o sabotaje que afecten materiales nucleares, lo que, a su vez, reducirá considerablemente el riego de exposición pública a las radiaciones ionizantes. Las medidas eficaces de Protección Física de los materiales nucleares contribuirán a la aceptación del uso de energía nucleoeléctrica por parte de la opinión pública y de los gobiernos y calmarán la inquietud del público ante los riesgos de proliferación nuclear y los efectos nocivos de la exposición a las radiaciones ionizantes.

3. CONCLUSIONES

Un sistema completo de Protección/Seguridad Física para las instalaciones nucleares y radiactivas, así como también, las medidas y elementos de protección necesarios a implementar en los transportes de material radiactivo son de gran importancia, ya que uno de los propósitos principales del régimen regulatorio que establece, desarrolla y aplica la ARN es el de prevenir la comisión de actos intencionales que puedan conducir a consecuencias radiológicas severas o al retiro no autorizado de materiales nucleares u otros materiales o equipos sujetos a regulación y control, por tal motivo

El conjunto de medidas destinadas a prevenir, evitar y responder, con un grado razonable de seguridad, actos intencionales que tengan por finalidad el robo, hurto o sabotaje de material protegido deben ser acordes a las características básicas de un sistema de Protección/Seguridad Física que se mencionan en las normas regulatorias, estas son: la detección, la demora y la respuesta.

Las tareas desarrolladas por la Subgerencia Control de la Seguridad Física de Prácticas fiscalizan que los sistemas de Protección/ Seguridad Física incluyan la detección, la demora y la respuesta, siempre teniendo en cuenta que los niveles de seguridad a implementar dependen de la evaluación de riesgos, con inclusión de consideraciones como el nivel de la amenaza y el grado de interés que despierten los materiales para la comisión de un acto doloso.

El OIEA colabora con los Estados Miembros en la implementación de la protección y seguridad física nuclear mediante la publicación de documentos, guías de aplicación, recomendaciones y capacitaciones. Es sobre la base de estos documentos que se realizan las normas regulatorias de protección/ seguridad física. Estas normas junto con la convención sobre la protección física de los materiales nucleares brindan el marco legal y regulatorio a aplicar en nuestro país.

4. REFERENCIAS

1. OIEA. INFCIRC/274/Rev. 1 “Convención sobre la protección física de los materiales nucleares”. Viena, Austria., Mayo 1980.

2. OIEA. “Código de conducta sobre la seguridad tecnológica y física de las fuentes radiactivas”. Viena, Austria., Setiembre 2003.

3. Decreto reglamentario Nº 1390/98. Boletín Oficial de la República Argentina 04/12/1998.

4. Ley Nº 24.804 Ley nacional de la actividad nuclear. Boletín Oficial de la República Argentina 25/04/1997.

5. Autoridad Regulatoria Nuclear. Norma. AR- 10.1.1 Rev3 “Norma Básica de Seguridad Radiológica”. Boletín Oficial de la República Argentina., 20/11/ 2001.

6. Autoridad Regulatoria Nuclear Norma. AR-10.13.1Rev 1. “Norma de Protección Física de Materiales e Instalaciones Nucleares”. Boletín Oficial de la República Argentina., 05/03/2002.

7. Autoridad Regulatoria Nuclear .Norma AR-10.13.2 Rev 0. “Norma de Seguridad Física de Fuentes Selladas”. Boletín Oficial de la República Argentina., 30/01/2007.

8. OIEA. INFCIRC/225/Rev.5. “Recomendaciones de Seguridad Física Nuclear sobre la Protección física de los Materiales y las Instalaciones Nucleares. Viena, Austria., 2012.

9. OIEA. Colección de Seguridad Física Nuclear Nº14. “Recomendaciones de Seguridad Física Nuclear sobre Materiales Radiactivos e Instalaciones Conexas”. Viena, Austria., 2012.

10. OIEA. TECDOC-1355. “Security of Radioactive sources”.Viena, Austria. Junio 2013.

11. OIEA. Colección de Seguridad Física Nuclear Nº 9. Guía de aplicación “La Seguridad Física en el Transporte de Materiales Radiactivos”.

José Luis Anahory janahory@arn.gob.ar
Claudio Renzi crenzi@arn.gob.ar
Sergio Menossi smenossi@arn.gob.ar
Eduardo Botiglieri ebotiglieri@arn.gob.ar
José Luis Isaias jlisaias@arn.gob.ar
Sebastian Larrosa slarrosa@arn.gob.ar

Actividades e Implicancias de la Seguridad Física en el marco Nuclear y Radiactivo

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – ARGENTINA

RESUMEN

Para prevenir y detectar posibles actos malintencionados, y dar una respuesta, es preciso preservar la seguridad de las instalaciones y de los transportes de materiales protegidos, y mantener un contacto permanente y una rigurosa coordinación con los responsables de las organizaciones involucradas en la seguridad radiológica y nuclear.

La Subgerencia Control de la Seguridad Física de Prácticas de la Autoridad Regulatoria Nuclear Argentina desarrolla diversas actividades vinculadas a la evaluación, fiscalización y control del Diseño de los Sistemas de Protección y Seguridad Física en el marco regulatorio vigente a partir de las normas AR 10.13.1 “Protección Física de Materiales e Instalaciones Nucleares” y AR 10.13.2 “Seguridad Física de Fuentes Selladas”.

Planificación de una inspección

Análisis de la documentación correspondiente a la instalación → **Confección del plan de inspección**

- Actas de inspección.
- Comunicaciones.
- Informe de Diseño de Seguridad/Protección Física.

- Objetivos de la inspección.
- Temas a tratar en la reunión inicial.
- Las acciones a seguir por los inspectores.
- Zonas y elementos a comprobar.
- Desvíos a la Norma (si los hubiera).

Durante la inspección se verifica el funcionamiento de los sistemas de seguridad/protección física

Protección balanceada | **Defensa en profundidad** | **Confiabilidad**

ELEMENTOS QUE COMPONEN AL SISTEMA DE PROTECCIÓN / SEGURIDAD FÍSICA

1. Detección — Disuasión

¿Por qué? Desanima al delincuente, define áreas, impide el paso.
¿Cómo? Alambrados, portones, cerraduras, rejas.

2. Demora — Evaluación

3. Respuesta

¿Por qué? Provee información sobre amenazas, determina alarmas validas y tipo de amenaza
¿Cómo? Visualmente por media CCTV.

1_ DETECCIÓN

- Detección de intrusión
- Comunicación de alarma
- Evaluación de alarma
- Control de ingreso

¿Por qué? Provee aviso de intrusión, produce alarmas por ingresos no autorizados.
¿Cómo? Sensores de detección: fotoeléctricos, por proximidad, de movimiento.

❑ **Proceso de Detección**

Sensores Activados → **Señal de Alarma iniciada** → **Alarma Reportada** → **Alarma Evaluada**

- **Medidas de funcionamiento**: probabilidad de alarma sensora, comunicación y tiempo evaluado, probabilidad de evaluación, falsa alarmas, evaluación de detección.

2_ DEMORA

- Barrera Pasiva
- Barrera Activa

¿Por qué? Demora el ingreso a zonas no autorizadas y demora la fuga.
¿Cómo? Barreras físicas: alambrados, cerraduras, portones, rejas, muros, etc.

❑ **Proceso de la Demora**

Proporcionar barreras para aumentar el tiempo de tarea del adversario

Demora → **Barreras Pasivas** / **Barreras Activas**

- **Medidas de desempeño:** tiempo para penetrar o traspasar barreras, tiempo para trasladarse a través de las áreas

3_ RESPUESTA

Interrupción:
- Comunicación de la fuerza de respuesta
- Despliegue de la fuerza de respuesta
- Neutralización

¿Por qué? Permite tomar una decisión adecuada frente al tipo de amenaza
¿Cómo? Mediante fuerzas de respuesta: Fuerza de seguridad (GNA,Policia. Etc.) neutralizando la amenaza

❑ **Proceso de respuesta**

Comunicar al responsable de la fuerza → **Desplegar fuerza de respuesta** → **Interrumpir y neutralizar al adversario**

- **Medidas de funcionamiento:** Probabilidad de comunicación de la fuerza de respuesta, tiempo de comunicación, probabilidad de despliegue para ubicación del adversario, tiempo de implementación, fuerza de respuesta de efectividad

CONCLUSIONES: El cumplimiento de los requerimientos de las normas asegura que las instalaciones reguladas por la ARN a través de la Subgerencia alcanzan los objetivos fundamentales de Seguridad/Protección Física, poseen un sistema que contiene los elementos necesarios para disuadir, detectar, demorar/retardar y responder ante actos malintencionados que pongan en peligro la protección de los miembros del público, trabajadores y el medio ambiente.

Información Técnica y Gráfica Institucional

Foro: criterios de seguridad radiológica en instalaciones con ciclotrón

Andrada Contardi, F.A.; Facure, A.; Di Prinzio, R.; Cárdenas, C.; Hernandez, R.; Pérez Mulas, A.; Salinas, J.; Ravello, Y.; Souto, B. y Pacheco, R.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 de abril de 2015

FORO: CRITERIOS DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA EN INSTALACIONES CON CICLOTRÓN

Andrada Contardi, F.A.[1]; Facure, A.[2]; Di Prinzio, R.[2]; Cárdenas, C.[3]; Hernandez, R.[4]; Pérez Mulas, A.[5]; Salinas, J.[6]; Ravello, Y.[7]; Souto, B.[8] y Pacheco, R.[9]

[1] Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina
[2] Comissão Nacional de Energia Nuclear, Brasil
[3] Comisión Chilena de Energía Nuclear, Chile
[4] Centro Nacional de Seguridad Nuclear, Cuba
[5] Consejo de Seguridad Nuclear, España
[6] Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, México
[7] Instituto Peruano de Energía Nuclear, Perú
[8] Autoridad Reguladora Nacional en Radioprotección, Uruguay
[9] Organismo Internacional de Energía Atómica

RESUMEN

En los últimos años se ha incrementado notablemente la demanda de radiofármacos emisores de positrones, por ende las autoridades reguladoras de la región Iberoamericana han recibido crecientes solicitudes de licenciamiento de instalaciones con ciclotrón y radiofarmacia. Desde el Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (FORO) se identificó la posibilidad de compartir y difundir las experiencias adquiridas entre sus países miembros, mediante la elaboración de un documento donde se contemplan los criterios de seguridad radiológica a tener en cuenta, tanto en el proceso de licenciamiento como de inspección para este tipo de instalaciones. El presente trabajo describe los resultados del proyecto sobre ciclotrones desarrollado en el ámbito del Foro y la metodología de trabajo empleada.

1. INTRODUCCIÓN

El uso de emisores de positrones para la realización de imágenes médicas ha experimentado en los últimos diez años un considerable aumento en el número de procedimientos realizados, debido a la posibilidad de diagnosticar, estadificar, vigilar el desarrollo de tratamientos y evaluar la recurrencia de tumores. Como consecuencia, el número de instalaciones con equipos PET en los países miembros del Foro ha aumentado significativamente y por tanto la demanda de los radiofármacos que son usados en los exámenes.

La glucosa marcada con flúor (FDG), es el radiofármaco más ampliamente utilizado para exámenes con PET. El uso del FDG es justificado por la vida media del 18F (110 minutos), que permite su transporte desde una instalación productora hasta un centro médico relativamente distante.

Debido a este aumento de la demanda de radiofármacos emisores de positrones, las autoridades reguladoras de los países miembros del Foro han recibido crecientes solicitudes de licencias para instalaciones con aceleradores ciclotrones para su producción. Estas instalaciones tienen el potencial para producir todos los días grandes cantidades de radioisótopos, como fuentes no selladas mediante reacciones que, en la mayoría de los casos, producen altas dosis de neutrones

[1] fandrada@arn.gob.ar

secundarios. Por lo tanto, esta práctica presenta peculiaridades que deben ser evaluadas detenidamente en el proceso de concesión de licencias.

En este trabajo se resumen los criterios técnicos para la evaluación de seguridad de instalaciones con ciclotrón y laboratorio de radiofarmacia en etapa de autorización y que se aplican en inspección, en base a la experiencia de los países miembros del Foro. Los mismos se desarrollan con mayor amplitud en la publicación del FORO "Propuesta de establecimiento de criterios para el licenciamiento y requisitos de inspección de instalaciones con ciclotrones para producción de radioisótopos utilizados en aplicaciones e investigaciones médicas".

2. LICENCIAMIENTO DE INSTALACIONES CON CICLOTRÓN Y RADIOFARMACIA

El licenciamiento de instalaciones con ciclotrones es distinto en los diferentes países. No obstante, existen una lógica y un orden en la ejecución de acciones y análisis de documentos. Las etapas en el proceso de licenciamiento comprenden: 1) Notificación y emplazamiento, 2) Construcción, 3) Puesta en marcha, 4) Operación, 5) Cierre y clausura.

2.1. Notificación y Emplazamiento

La organización interesada en la instalación de un ciclotrón notificará al organismo regulador su intención de construir y operar la instalación, justificando la intención de establecer la práctica, describiendo su alcance y aportando, al menos, la siguiente información: 1) Descripción del equipamiento, 2) Producción prevista, 3) Responsables legal y técnico, 4) Cronograma, 5) Personal, 6) Ubicación.

2.2. Construcción

Antes del inicio de la construcción de la instalación, el solicitante presentará las informaciones siguientes:

2.2.1. Planos de la instalación

Los planos de la instalación deben mostrar los detalles técnicos y de construcción que permitirán el análisis del blindaje y de los sistemas de seguridad. Se deben proporcionar los siguientes planos a escala y acotados:

a. Plano de localización zonal: localización de la instalación en relación a su vecindario.

b. Planos de la instalación: 1)la distribución y función de los locales de la instalación y los locales adyacentes, 2)la localización del ciclotrón, de las celdas calientes y de las líneas de transferencia, 3)las vías de comunicación entre locales, 4)Descripción de flujos de personas y materiales, 5)Clasificación de áreas, 6)Identificación y ubicación preliminar de equipos de seguridad y detectores, 7) Descripción de los niveles de presión de las celdas y locales.

c. Planos constructivos con cortes axiales y transversales: indicación de los materiales, espesores, ductos (eléctricos, de ventilación, incluyendo la chimenea, refrigeración, gases y otros) y bancos de filtros.

2.2.2. Sistemas de seguridad

En la documentación presentada por el solicitante se deben describir todos los sistemas de seguridad con los detalles de su lógica de actuación y su ubicación prevista. Pueden ser considerados los siguientes sistemas:

a. Enclavamientos:

1) Botones de última persona: Garantizan que no quede nadie dentro del bunker durante la operación del ciclotrón, complementando la inspección visual previa a su puesta en marcha con un botón de última persona o de cierre continuo. Si se detiene o retrasa el proceso de cierre de puerta, se realiza una secuencia incorrecta de pulsación de botones o si la puerta se abre, el proceso debe volver a iniciarse.

2) Sistema de llave única: Garantiza que la llave de operación es la misma que la utilizada para el cierre y apertura de la puerta del bunker. Como buena práctica, esta llave se acopla a un detector portátil de radiación.

3) Enclavamiento de puerta del bunker asociado a la operación del ciclotrón: Garantiza que el ciclotrón no opere cuando la puerta está abierta, que no se pueda abrir la puerta durante su operación, y que en caso de abrirse durante la operación el ciclotrón se detenga.

4) Enclavamiento por tasa de dosis y falla de detectores: Garantiza que no se puede abrir la puerta del bunker o de las celdas calientes si la tasa de dosis en su interior supera un valor de referencia, o si se presentan fallas en los detectores asociados.

5) Enclavamiento por pérdida de nivel de presión: Garantiza que no se puede operar el ciclotrón y que las celdas calientes no recibirán material desde el ciclotrón si no existen los niveles de presión requeridos. Complementariamente, se puede deshabilitar el haz si se pierde la depresión del bunker durante una irradiación. Además, para el escenario de pérdida de depresión de una celda durante su operación, se deberá analizar si resulta necesario cortar automáticamente la ventilación general de los locales adyacentes, a fin de minimizar el movimiento de aire hacia afuera de la celda con el consiguiente arrastre de material radiactivo, teniendo en cuenta para el análisis el diseño del sistema de ventilación y la depresión relativa entre locales.

6) Enclavamiento relacionado a la transferencia de material desde el ciclotrón hasta las celdas calientes: Garantiza que no se pueda iniciar la transferencia del material radiactivo si las puertas de las celdas están abiertas, o si sus condiciones de presión no son las requeridas. Asimismo, garantiza que durante la transferencia no se pueda abrir la puerta de la celda, o que si se abre se detiene la transferencia, confinando el material en la línea de transferencia.

7) Enclavamientos de los autoblindajes: En el caso de los ciclotrones autoblindados, este sistema garantiza que no se puede operar el ciclotrón si los blindajes no están en la posición segura o si hay pérdida de su capacidad de blindaje (por ejemplo, en caso de reducción de los niveles en blindajes líquidos). Adicionalmente, durante la operación no está permitido el movimiento de blindajes.

8) Además, solamente se pueden abrir los blindajes de los equipos autoblindados después de la transferencia de los materiales producidos. Este enclavamiento no se encuentra implementado en todas las instalaciones con ciclotrón operativas en los países miembros del Foro, y el control del escenario de exposición asociado al mencionado encla-

vamiento se realiza por procedimiento. Se sugiere que en etapas tempranas de licenciamiento se exija este enclavamiento, dado que los sistemas automáticos resultan de preferencia sobre los procedimientos para este tipo de escenarios.

9) Enclavamiento por descargas en la chimenea: Garantiza que si se sobrepasa los niveles preestablecidos para las emisiones por la chimenea los gases se retienen en la instalación en un sistema proyectado para dicho fin.

10) Estanqueidad: Antes de cada producción, el sistema que opera el ciclotrón debe realizar una prueba de estanqueidad en el portablanco y línea de transferencia a utilizar. No se puede operar el ciclotrón si estos ensayos de estanqueidad no resultan satisfactorios. Además, no se puede iniciar la síntesis con productos gaseosos si no resulta satisfactorio el ensayo de estanqueidad del correspondiente módulo de síntesis.

b. Sistemas manuales de seguridad: 1) Botones de parada de emergencia, 2) Sistema de apertura interna de la puerta del búnker del ciclotrón.

c. Indicaciones sonoras y visuales: 1) Alarma de preparación de la irradiación, 2) Alarmas de inicio de irradiación, 3) Alarmas de ciclotrón operativo, 4) Alarmas por alta tasa de dosis en los monitores de área, 5) Alarmas de transferencia de material radiactivo desde el ciclotrón hacia la celda caliente, 6) Alarmas por fallas en el sistema de ventilación, 7) Alarmas por fallas de los detectores de área, 8) Alarmas por apertura de puerta de celdas, de búnker o autoblindaje, 9) Alarma por superación del nivel de descargas de actividad en la chimenea, 10) Alarmas por aumento de concentración de actividad en locales, 11) Alarmas asociadas a los autoblindajes líquidos.

d. Sistema de ventilación

El sistema de ventilación de una instalación con ciclotrón debe cumplir con los criterios básicos de diseño y construcción, aplicables a toda instalación que maneje fuentes radiactivas no selladas a los fines de proteger a trabajadores, público y medioambiente. Sin embargo, por tratarse de una instalación productora de radiofármacos, resulta necesario incluir sobrepresiones en al menos en un local a los fines de proteger al producto (de acuerdo a normas GMP). El aire que se mueva en sentido de probabilidad de contaminación decreciente a causa de la sobrepresión (y que eventualmente podría transportar material radiactivo) debe conducirse hacia el banco de filtros de la extracción general. Se recomienda que las celdas presenten la máxima depresión de la instalación. Además, teniendo en cuenta que los gases producidos en el proceso de síntesis representan un volumen bajo y decaen rápidamente, se recomienda la implementación de un sistema de retención de gases para su decaimiento antes de la descarga a través del banco de filtros.

e. Blindajes

Para las instalaciones que operan con ciclotrones se requieren distintos tipos de blindajes para las áreas donde se almacenan, procesan o utilizan los materiales radiactivos. Los espesores y materiales de los blindajes dependerán del modo de desintegración del radioisótopo que se utiliza, los campos de radiación, carga de trabajo y características de las distintas zonas. Típicamente, durante la producción de ^{18}F en ciclotrones, son generadas dosis de neutrones del orden de 300 mSv/h/µA a 1 m del blanco. La capa hemirreductora para esos neutrones, cruzando barreras de hormigón convencional, es aproximadamente de 11 cm. Para emisores de positrones, donde la principal fuente de exposición a la radiación son los rayos gamma de 511 keV, la capa hemirreductora para plomo es 4,1 mm y para hormigón convencional es 3,4 cm. Los espesores típicos de las paredes de las salas de los ciclotrones no autoblindados son del orden de 200 cm.

El búnker para un ciclotrón también puede ser construido con laberinto, reduciendo al máximo la incidencia de radiación directa en la puerta minimizándose su espesor.

Las celdas calientes generalmente son construidas con ladrillos de plomo de 5 cm.

Las líneas de transferencia, por donde el material producido en el ciclotrón es conducido hasta las celdas calientes situadas en el laboratorio de radiofarmacia, generalmente se instalan debajo del piso o en canales blindados con ladrillos de plomo.

Además del bunker y celdas calientes, también deben ser previstos algunos recipientes blindados para almacenar las piezas activadas, debido a su irradiación por el haz primario y por los neutrones producidos en el acelerador, así como blindajes móviles para la manipulación de estas piezas asociadas a tareas de mantenimiento.

Los viales o jeringas que contienen el material producido se retiran de las celdas en contenedores blindados, generalmente de plomo o tungsteno.

Los desechos generados debido a descontaminaciones también deben ser almacenados en recipientes blindados.

Con relación a la información relativa a los blindajes, se deberá presentar una memoria analítica que contenga los cálculos detallados, incluyendo hipótesis, fórmulas, modelos, códigos de cálculo utilizados y carga de trabajo anual, tomando en cuenta la producción, mantenimiento y pruebas. Para cada área de la instalación se estimarán las dosis anuales recibidas por el público y trabajadores.

El uso de un ciclotrón autoblindado no exime la presentación de la memoria de cálculo, ya que pueden ser necesarios blindajes adicionales. En este caso se deberá presentar la documentación soporte, en donde consten las dosis alrededor del ciclotrón (ya que las mismas no pueden ser reproducidas por cálculos independientes en caso de carecerse de datos técnicos de los blindajes intrínsecos del ciclotrón).

2.2.3. Proyección de descargas

Se estimará el impacto radiológico de la operación de la instalación, considerando los valores máximos de producción previstos (carga de trabajo) demostrando que no se superan las restricciones de dosis para público preestablecidas. El estado del arte contempla la retención y decaimiento de los gases generados durante la síntesis, y posterior descarga a través de un banco de filtros tanto para aerosoles como para gases y vapores. La descarga debe ser modelada tanto para operación normal como para situaciones anormales, a través de una metodología reconocida.

2.2.4. Estimación de dosis

Se deben estimar las dosis de trabajadores y público en operación normal y en situaciones de emergencia debidas a irradiación externa e interna. Se deben tener en cuenta los factores de ocupación, la carga de trabajo, y los distintos tipos de radiación presentes en la instalación. Se debe demostrar que no se superan las restricciones de dosis correspondientes.

2.2.5. Personal

Las funciones y tareas inherentes a estas instalaciones implica la necesidad de personal no solamente con formación adecuada a las mismas, sino también entrenado y competente en protección radiológica con conocimiento de las diferentes regulaciones aplicables que tienen que ser cumplidas.

Se recomienda que en esta fase del proceso de licenciamiento el personal de la instalación inicie el programa de entrenamiento, que se extenderá también durante la puesta en marcha de tal modo que al momento de la operación el personal cuente con la capacitación adecuada. Se debe remitir al Organismo Regulador el organigrama, funciones y requisitos de personal, y programa de entrenamiento.

2.3. Puesta en Marcha

Previo al permiso de operación se debe solicitar la autorización de puesta en marcha, presentando el programa de pruebas el cual garantiza que la construcción y la instalación de los sistemas se han llevado a cabo de acuerdo con el proyecto inicial y con los requisitos de seguridad radiológica. Deben ser presentadas al menos las informaciones siguientes:

- Cronograma, teniendo en cuenta que las pruebas en frio deben realizarse en forma previa a las pruebas en caliente.
- Alcance y descripción de las pruebas.
- Criterios de aceptación de cada prueba, indicando la norma de referencia.
- Personal involucrado y sus responsabilidades, incluyendo la presentación del personal técnico que realizará el montaje de los equipamientos y sistemas de seguridad (certificaciones, capacitación, historial de dosis, etc.).
- Procedimientos operacionales.
- Manual de protección radiológica.
- Plan de emergencias, contemplando al menos las situaciones accidentales/incidentales siguientes: 1) Rotura de ventanas, 2) Rotura o desconexión de las líneas de transferencia, 3) Derrame de material radiactivo, 4) Presencia inadvertida en áreas no autorizadas, 5) Descargas no previstas al medioambiente, 6) Incendio, 7) Sobreexposición.

2.4. Operación

El solicitante presentará las siguientes informaciones:

2.4.1. Informe de Puesta en Marcha

En ese documento se presentan los resultados de las pruebas de puesta en marcha.

2.4.2. Informe Final de Seguridad

Este documento recopila toda la información necesaria para la operación segura de la instalación. El informe final de seguridad incluye las modificaciones en relación al proyecto inicial aprobado y describe, entre otros, los documentos siguientes:

a. Manual de mantenimiento

Este manual describe el proceso de mantenimiento del ciclotrón y de los sistemas asociados, con los detalles siguientes:

- Funciones y responsabilidades.
- Clasificación de sistemas, equipos y componentes.
- Procedimiento para efectuar el mantenimiento, con presentación del contrato de mantenimiento con el proveedor del equipo, cuando sea aplicable.
- Mantenimiento preventivo y correctivo.

- Frecuencia.
- Planilla de registros.

b. Procedimientos de gestión de desechos radiactivos

Se presentará un plan de gestión de desechos radiactivos indicando: la ubicación segura de los desechos, forma de registro, clasificación, segregación, caracterización, tratamiento, acondicionamiento, almacenamiento, dispensa y transporte cuando corresponda según las normas nacionales. Tener en cuenta que el plan de vigilancia radiológica debe incluir el monitoreo de todos los materiales que salgan de las áreas controladas (por ejemplo, se ha detectado activación en luminarias del bunker).

Entre otros se puede considerar la siguiente clasificación primaria según el sector de generación de los desechos radiactivos:

- Componentes del ciclotrón.– Convenientemente gestionado e identificados (por ej. partes en desuso, partes cambiadas por reparación).
- Desechos del laboratorio. – Síntesis y control de la calidad.
- Los filtros de los sistemas de ventilación.– Gestionados como residuo radiactivo cuando corresponda.
- Desechos al cierre de la planta.
- Otras fuentes radiactivas en desuso (por ej. fuentes de calibración).
- Desechos generados por incidentes.

c. Informe de personal

El solicitante debe remitir al Organismo Regulador el informe de fin de entrenamiento del personal.

En ocasiones el personal es entrenado en varios puestos (cross-training), de manera que pueda desarrollar múltiples tareas y funciones, lo cual tendrá un efecto significativo en su número, no obstante, las funciones deberán estar claramente delimitadas con el objetivo de fortalecer el aseguramiento de la calidad y de evitar el conflicto de intereses.

Se requiere un reentrenamiento del personal a intervalos regulares, siendo éste fundamental para asegurar que sus habilidades y conocimientos se mantienen a un alto nivel, garantizando la calidad del producto y el cumplimiento de la normativa aplicable (cultura de la seguridad).

2.5. Cierre y Clausura

El solicitante presentará un plan de clausura que estime al menos la información siguiente: 1)Verificar si las asignaciones de responsabilidades están claramente definidas para aplicar y mantener los controles durante la operación de desmantelamiento, 2)Caracterización de los productos de activación producidos durante la operación de la instalación, 3)Gestión de los desechos producidos, 4)Descripción de las operaciones de descontaminación y desmantelamiento, 5)Vigilancia radiológica durante las operaciones de descontaminación y desmantelamiento, 6)Estimación de las dosis asociadas a las operaciones de descontaminación y desmantelamiento, 7)Gestión del sistema de registros de la instalación.

3. INSPECCIÓN DE INSTALACIONES CON CICLOTRÓN Y RADIOFARMACIA

Las inspecciones son un componente esencial de los sistemas regulatorios modernos que tienen el objetivo de verificar el cumplimiento de las normativas con el fin de lograr los resultados deseados. Por otra parte, la inspección desempeña un papel importante al proporcionar retroalimentación sobre el impacto, el nivel de cumplimiento y la aplicación de la normativa.

En una inspección de una instalación con ciclotrones se recomienda la presencia como mínimo de dos inspectores. Las inspecciones regulatorias deben ser de verificación técnica de los aspectos de seguridad radiológica asociados a cada una de las etapas de licenciamiento de una instalación. Para ello se debe realizar vigilancia radiológica independiente, verificar la operación de los sistemas de seguridad, verificar la gestión de los desechos generados, verificar los ejercicios de simulacro de resolución de situaciones accidentales/incidentales, verificar las colindancias y el vecindario, y verificar los distintos registros/documentos, de acuerdo a la documentación/normativa de base para el desarrollo de las actividades de la instalación en la etapa en que la misma se encuentre.

4. METODOLOGÍA DE TRABAJO

Durante el desarrollo del proyecto se siguió la metodología de trabajo utilizada por el FORO. La iniciativa del proyecto “Propuesta de establecimiento de criterios para el licenciamiento y requisitos de inspección de instalaciones con ciclotrones para producción de radioisótopos utilizados en aplicaciones e investigaciones médicas” surge desde el organismo regulador de Brasil y es aprobada por el FORO. Los organismos reguladores de los países miembro del FORO designan expertos técnicos en el tema, y se organizan tres reuniones técnicas. La primera de ellas se desarrolla en Belo Horizonte, Brasil, del 9 al 13 de abril de 2012, donde se elaboró una versión avanzada de un documento con los criterios asociados a la etapa de licenciamiento. La reunión contó con la presencia de un oficial técnico de OIEA. En ocasión de la reunión se realizó una visita técnica a instalación con ciclotrón local. El documento elaborado se fue puliendo en conjunto utilizando una plataforma de trabajo virtual provista por el FORO. La segunda reunión técnica se desarrolló del 1 al 5 de octubre en Santiago de Chile, donde se elaboró una versión avanzada de un documento con los criterios técnicos asociados a la etapa de fiscalización de una instalación con ciclotrón. Se realizaron visitas técnicas a dos instalaciones con ciclotrón locales. Se continuó trabajando en el documento a través de la plataforma de trabajo virtual y se organizó una videoconferencia. Finalmente, se realizó la reunión de cierre del 23 al 27 de septiembre de 2013 en La Habana, Cuba, donde se aprueba la versión final del documento, la cual se puede consultar en forma libre en la página web del FORO.

5. CONCLUSIONES

El FORO ha logrado recopilar criterios técnicos para licenciamiento e inspección de instalaciones con ciclotrón y radiofarmacia en un documento, tomando como base la experiencia de sus países miembros. El mencionado documento, denominado “Propuesta de establecimiento de criterios para el licenciamiento y requisitos de inspección de instalaciones con ciclotrones para producción de radioisótopos utilizados en aplicaciones e investigaciones médicas”, posee información que contribuirá con los organismos reguladores de aquellos países en donde se está imponiendo la producción de radioisótopos con ciclotrón y no cuentan con experiencia en el tema, como así también en aquellos países que necesitan reforzar los controles de seguridad radiológica en instalaciones con ciclotrón existentes.

6. REFERENCIAS

La elaboración del documento técnico del FORO se ha basado en la experiencia de sus países miembros, quienes han tomado como base las regulaciones de aplicación propias de cada país. Asimismo, existen publicaciones relevantes relacionadas con el tema, destacándose:

1. AAPM Task Group 108: “PET and PET/CT Shielding Requirements”. Med. Phys. 33 (1), pp 4-15, 2006.

2. Draft de la Guia “Autorización e inspección: Instalaciones con Ciclotrón”, (2012), IAEA.

3. Facure, A, Franca, W. F. Optimal Shielding Design for Bunkers of Compact Cyclotrons used in the Production of Medical Radionuclides. Medical Physics (Lancaster). , v.37, p.6332 - 6337, 2010.

4. IAEA - Radioisotopes and Radiopharmaceuticals Series. “Cyclotron produced radionuclides: guidance Operation and Maintenance of Gas and Liquid Targets (2012).

5. IAEA - SRS 19 “Generic models for use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment”, (2001).

6. IAEA - TRS 292. “Design and Operation of Off-Gas Cleaning and Ventilation Systems in Facilities Handling Low and Intermediate Level Radioactive Material”, (1988).

7. IAEA - TRS 465. “Cyclotron produced radionuclides: principles and practice”, (2008).

8. IAEA - TRS 468. “Cyclotron produced radionuclides: physical characteristics and production methods”, (2009).

9. IAEA - TRS 471. “Cyclotron produced radionuclides: guidelines for setting up a facility”, (2009).

10. IAEA Radioisotopes and Radiopharmaceuticals Series. “Cyclotron produced radionuclides: guidance on facility design and production of [18F]fluorodeoxyglucose (FDG)”, (2012).

11. ICRP 103 - 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection (2007).

12. ISO 10648-1 – Containment Enclosures – Part 1 – Design Principles (1997).

13. ISO 10648-2 – Containment Enclosures – Part 2 – Classification According Leak Tightness and Associated Checking Methods (1994).

14. ISO 17873 – Nuclear Facilities – Criteria for de design and operation of ventilation systems for nuclear installations other than nuclear reactor (2003).

15. J.D.Nixon, E.J.Chapman – IAEA-SM-209/52 – Ventilation and Filtration of Active Buildings, (1952)

16. NCRP Report N°30 – Safe Handling of Radiactive Materials, (1964)

17. NCRP Report N°8 – Control and Removal of Radiactive Contamination in Laboratories, (1951)

18. NORMA IRAM 3-575 Parte I – Seguridad Radiológica Cajas de Guantes –Requisitos, (1988)

19. NORMA IRAM 3-575 Parte II – Seguridad Radiológica Cajas de Guantes - Accesorios Complementarios, (1989)

20. Report EUR 19151 “Evaluation of the Radiological and Economic Consequences of Decommissioning Particle Accelerators”, (1999), European Commission on Nuclear Safety and the Environment.

Marco legal de los residuos radiactivos en la República Argentina

Arias, M.C. y Tula, C.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 de abril de 2015

MARCO LEGAL DE LOS RESIDUOS RADIACTIVOS EN LA REPÚBLICA ARGENTINA

Arias, M.C. y Tula, C.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Las diversas aplicaciones pacíficas de fenómenos nucleares aportan en la actualidad significativos beneficios a la medicina, la industria, la investigación y a la actividad agropecuaria. Tales beneficios son usufructuados por la mayoría de las personas en su vida cotidiana. Sin embargo, por diversos motivos, la opinión pública suele manifestar ciertos prejuicios respecto de las actividades vinculadas con la energía nuclear. Probablemente, los residuos de las diferentes aplicaciones nucleares sean su principal tópico.

El marco jurídico de los residuos radiactivos en nuestro país está integrado por el artículo 41 de la Constitución Nacional, las Leyes Nro. 24.804 y Nro. 25.018, así como también por los principios establecidos en las leyes ambientales y la normativa regulatoria dictada por la Autoridad Regulatoria Nuclear en el marco de sus funciones específicas.

Por otro lado, el marco jurídico internacional sobre esta cuestión se fundamenta especialmente en la denominada “Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre la Seguridad en la Gestión de Desechos Radiactivos”, que fue incorporada a la legislación nacional mediante la sanción de la Ley Nro. 25.279.

Un caso judicial que despertó especial interés y que será tenido en cuenta en este trabajo, es el fallo dictado por la Corte Suprema de Justicia de la Nación en el caso “*Schröder, Juan c/ INVAP SE y Estado Nacional s/amparo*”, por tratarse de una manifestación concreta del tema planteado.

De esta manera, en el presente trabajo realizaremos un repaso del marco legal y regulatorio de los residuos radiactivos, su relación con los principios establecidos en la normativa ambiental y su expresión en el fallo citado.

1. INTRODUCCIÓN

Las diversas aplicaciones pacíficas de los fenómenos nucleares aportan en la actualidad significativos beneficios a la medicina, la industria, la investigación y a la actividad agropecuaria. Tales beneficios son usufructuados por la mayoría de las personas en su vida cotidiana, quienes en muchos casos no perciben que al concurrir a una práctica médica para un diagnóstico o para tratamientos de enfermedades, o al recibir un producto para su consumo o encender la luz en sus hogares intervinieron fenómenos nucleares en los procesos de fabricación de esos productos, ya sea en la utilización de radioisótopos en medicina nuclear, en el control de calidad en la industria, en el control de plagas en la actividad agropecuaria o en la generación de energía nucleoeléctrica, entre otros. Sin embargo, por diferentes motivos, la opinión pública suele mostrar ciertos prejuicios respecto de las actividades vinculadas con la energía nuclear y de los residuos generados por las aplicaciones nucleares.

Frente a la incertidumbre que genera el uso de material radiactivo en la sociedad, la normativa que regula la actividad nuclear, así como el marco legal que encuadra los residuos radiactivos, tanto a nivel nacional como internacional, aportan, entre otros aspectos, un marco de confianza y seguridad a la sociedad.

La industria nuclear dedica gran parte de sus labores a la gestión de los residuos que genera. El

propósito central de la gestión de los residuos radiactivos es la protección de las personas y el ambiente de la exposición a la radiación, tanto de la generación presente como de las generaciones futuras y es, en este sentido, que en la gestión de los residuos radiactivos se plantea la aplicación no solo de criterios de seguridad, salvaguardias, no proliferación y protección física, sino también de protección ambiental.

2. MARCO LEGAL Y REGULATORIO DE LOS RESIDUOS RADIACTIVOS

2.1 Marco jurídico nacional

El sistema jurídico en la Argentina encuentra sustento en la Constitución Argentina, en su carácter de "norma fundamental" de nuestro ordenamiento jurídico; y el artículo 31 de la Constitución Nacional establece que: "…la *Constitución, las leyes de la Nación que en su consecuencia se dicten por el Congreso y los tratados con las potencias extranjeras son la ley suprema de la Nación*…"

Efectuada esta aclaración, advertimos que si bien la Constitución Nacional histórica de 1853/60 no contenía previsiones relacionadas con la actividad nuclear ni con los residuos generados por dicha actividad, esa situación cambió con la reforma constitucional operada en la década del ´90. El surgimiento de los derechos denominados de tercera generación, entre los que se encuentra el derecho al ambiente, dio lugar al establecimiento de principios, tendientes a la formación de un orden público ambiental, los cuales fueron receptados por los diferentes sistemas normativos.

Así, la convención constituyente celebrada en el año 1994, a la luz de la Conferencia de las Naciones Unidas sobre el Medio Ambiente y el Desarrollo celebrada en Río de Janeiro en 1992[1], advirtió la necesidad de armonizar las cuestiones ambientales con el desarrollo del país e introdujo, en el artículo 41 de la Constitución Nacional[2], el derecho de los habitantes a gozar de un ambiente sano. En ese mismo artículo se estableció también, en forma expresa, la prohibición de ingresar al territorio nacional residuos, actual o potencialmente, peligrosos, así como también residuos radiactivos.

Por otro lado, y apartándonos de las previsiones constitucionales, cabe destacar que, si bien la protección del ambiente es tenida en cuenta como uno de los factores primordiales desde los inicios de la actividad nuclear, lo cual se ve reflejado en todas las previsiones normativas al

---

[1] El principio 11 de la Declaración de Río sobre el Medio Ambiente y el Desarrollo proclama: "*Los estados deberán promulgar leyes eficaces sobre el medio ambiente. Las normas, los objetivos de ordenación y las prioridades ambientales deberán reflejar el contexto ambiental y de desarrollo que se aplican*…".

[2] Artículo 41 de la Constitución Nacional: "*Todos los habitantes gozan del derecho a un ambiente sano, equilibrado, apto para el desarrollo humano y para que las actividades productivas satisfagan las necesidades presentes sin comprometer las de las generaciones futuras; y tienen el deber de preservarlo. El daño ambiental generará prioritariamente la obligación de recomponer, según lo establezca la ley.*

Las autoridades proveerán a la protección de este derecho, a la utilización racional de los recursos naturales, a la preservación del patrimonio natural y cultural y de la diversidad biológica, y a la información y educación ambientales.

Corresponde a la Nación dictar las normas que contengan los presupuestos mínimos de protección, y a las provincias, las necesarias para complementarlas, sin que aquéllas alteren las jurisdicciones locales.

Se prohíbe el ingreso al territorio nacional de residuos actual o potencialmente peligrosos, y de los radiactivos."

respecto, esta actividad no permaneció ajena a la tendencia de procurar una mayor protección del ambiente, y fue incorporando a la actividad nuclear en general y a la gestión de residuos radiactivos en particular, los principios ambientales instituidos por este nuevo orden público ambiental.

Así, en nuestro país, luego de la incorporación del derecho al ambiente a nuestra norma fundamental, a nivel legislativo se sancionó la Ley General del Ambiente Nro. 25.675, la cual, no ajena a la tendencia señalada en párrafos anteriores, establece ciertos principios rectores de la política ambiental argentina. De esta manera en su artículo 4º dispone que la política ambiental estará sujeta a los principios de prevención, de precaución, de equidad intergeneracional, de progresividad, de responsabilidad, de subsidiariedad, de sustentabilidad, de solidaridad y de cooperación, entre otros.

En concordancia con lo antedicho, el artículo 2° de la ley previamente mencionada expresa que la política ambiental deberá asegurar la preservación, conservación, recuperación y mejoramiento de la calidad de los recursos ambientales; promover el mejoramiento de la calidad de vida de las generaciones presentes y futuras; promover el uso racional y sustentable de los recursos naturales y prevenir los efectos nocivos o peligrosos de las actividades antrópicas, entre otros. Muchos de estos principios ambientales se ven reflejados en las normas que rigen la actividad nuclear, mencionadas en este artículo.

Respecto de la actividad nuclear específicamente, cabe destacar que nuestro país cuenta con una ley general de la actividad nuclear desde el año 1997, año en que se sancionó la Ley Nacional de la Actividad Nuclear Nro. 24.804, la cual fue reglamentada un año después mediante el Decreto Nro. 1390/98. Hay que dejar en claro que previo a la sanción de esta ley, el sistema legal atinente a la energía nuclear y sus aplicaciones se encontraba estructurado sobre el Decreto Nro. 10936/50, mediante el cual se creó la Comisión Nacional de Energía Atómica –CNEA-; el Decreto-Ley Nro. 22498/56 que establecía las atribuciones y deberes de la CNEA y determinaba su competencia como órgano regulador de la actividad nuclear, en materia de seguridad radiológica y nuclear para prevenir los perjuicios que pudieran causar a los bienes y a las personas; así como el Reglamento para el uso de radioisótopos y radiaciones ionizantes, aprobado mediante Decreto Nro. 842/58, que completaba el marco jurídico.

Al respecto, si bien las normas previamente citadas, relativas a los inicios de la actividad nuclear en nuestro país, no hacían referencia expresa a la protección del ambiente, la CNEA utilizaba sistemas de medición de dosis que permitían establecer el cumplimiento de niveles apropiados de protección de las personas y de determinación de presencia de radionucleídos en alimentos, animales y otras matrices biológicas, lo cual implicaba la protección del ambiente.

En el año 1994, el Decreto Nro. 1540/94 reorganizó las funciones desarrolladas por la CNEA y creó el Ente Nacional Regulador Nuclear –ENREN-, como un organismo autárquico en jurisdicción de la Presidencia de la Nación, designándole las funciones de regulación y fiscalización de la actividad nuclear con independencia funcional de las demás actividades de la CNEA.

La Ley Nacional de la Actividad Nuclear, Nro. 24.804, promulgada en el año 1997, creó a la Autoridad Regulatoria Nuclear -ARN- como organismo técnico, sucesor del ENREN, regulador de las actividades nucleares que se realizan en toda la República Argentina.

Respecto de los residuos radiactivos, la Ley Nro. 24.804 dispone que la responsabilidad de la gestión de residuos radiactivos se encuentra a cargo de la Comisión Nacional de Energía Atómica –CNEA-; y su decreto reglamentario 1390/98, en su artículo 2 inciso d), define el límite de la responsabilidad en materia de residuos radiactivos y elementos combustibles irradiados, estableciendo la responsabilidad del generador de residuos hasta su transferencia a la CNEA en su carácter de gestionadora de los mismos.

Posteriormente, en el año 1998, se sancionó la Ley Nro. 25.018 -“Régimen de gestión de residuos radiactivos”- mediante la cual se dispusieron los instrumentos básicos para la gestión

adecuada de los residuos radiactivos, que garantizan la protección del ambiente, la salud pública y los derechos de la prosperidad.

La Ley Nro. 25.018, en su artículo 2 define como gestión de residuos radiactivos "*el conjunto de actividades necesarias para aislar los residuos radiactivos de la biosfera, derivados exclusivamente de la actividad nuclear efectuada en el territorio de la Nación Argentina, el tiempo necesario para que su radiactividad haya decaído a un nivel tal que su eventual reingreso a la biosfera no implique riesgos para el hombre y su ambiente…*", y en su artículo 3° establece que "*se entiende por residuo radiactivo todo material radiactivo, combinado o no con material no radiactivo, que haya sido utilizado en procesos productivos o aplicaciones, para los cuales no se prevean usos inmediatos posteriores en la misma instalación, y que, por sus características radiológicas no puedan ser dispersados en el ambiente de acuerdo con los límites establecidos por la Autoridad Regulatoria Nuclear"*.

En la lectura del Régimen de Gestión de Residuos Radiactivos también se ven reflejados principios ambientales, muchos de los cuales ya eran aplicados en la actividad nuclear, pero, al igual que en la Constitución Nacional y otras normas de derecho común, tomaron un nuevo impulso debido a la creciente preocupación por el medio ambiente a nivel mundial.

En este sentido, surge de la Ley Nro. 25.018 que en todas las actividades de gestión de residuos radiactivos, la CNEA realizará las actividades correspondientes de acuerdo con las normas regulatorias referidas a la seguridad radiológica y nuclear, de protección física y también ambientales que establezca la ARN.

Como factor agregado, la Ley Nro. 25.018 contempla, dentro del plan estratégico de gestión de residuos radiactivos, la creación del Programa Nacional de Gestión de Residuos Radiactivos, bajo la órbita de la CNEA, el cual tendrá a su cargo gestionar los residuos provenientes de la actividad nuclear, incluyendo los generados en la clausura de las instalaciones, los derivados de la minería del uranio, y los que provengan de yacimientos mineros abandonados o establecimientos fabriles fuera de servicio.

En los artículos 10 y 11 de la Ley Nro. 25.018, dentro del programa de gestión previamente mencionado, como principios rectores, se vislumbra la influencia de ciertos principios ambientales, tal como el deber de "*informar en forma permanente a la comunidad sobre los aspectos científicos y tecnológicos de la gestión de los residuos radiactivos*"; la aplicación del principio "*impacto ambiental tan bajo como sea posible*", el cual deberá ser integrado con programas complementarios de desarrollo sustentable para las comunidades directamente afectadas y quedará sometido a los procedimientos de evaluación de impacto ambiental que dispongan las provincias o la ciudad de Buenos Aires, según corresponda; y el principio de desarrollo sostenible.

Por otra parte, el marco legal aplicable a los residuos radiactivos, se integra con las normas regulatorias dictadas por la Autoridad Regulatoria Nuclear, en virtud de lo establecido en el artículo 16 en su inciso a) de la Ley Nro. 24.804, como las Normas AR 10.1.1 "Norma Básica de Seguridad Radiológica" y AR 10.12.1 "Gestión de Residuos Radiactivos", basadas en criterios de seguridad radiológica y nuclear, en concordancia con los criterios adoptados internacionalmente en la materia.

2.2 Marco jurídico internacional

El marco jurídico internacional se fundamenta en la Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Desechos Radiactivos, convención que se incorporó a nuestra legislación nacional con la sanción de la Ley Nro. 25.279, en el año 2000. La Convención tiene entre sus objetivos asegurar que en todas las etapas de la gestión del combustible gastado y de desechos radiactivos se tomen medidas eficaces contra los riesgos radiológicos potenciales a fin de proteger a las personas, a la sociedad y al medio ambiente de los efectos nocivos de la radiación ionizantes, actualmente y el futuro, de manera que satisfagan las necesidades y aspiraciones de la generación presente sin comprometer la capacidad de las generaciones futuras para satisfacer sus necesidades y aspiraciones.

Como se refleja en el objetivo de la Convención, el desarrollo sostenible es un principio rector en la gestión de los residuos radiactivos.

Asimismo, otros principios ambientales, que se encuentran a nivel nacional en la Ley General del Ambiente Nro. 25.675, se ven claramente reflejados en esta Convención, entre los cuales podemos mencionar la consulta pública previa, el acceso del público a la información, la prevención de accidentes y las acciones de mitigación y respuesta si estos se produjeran, la protección del ambiente, de las personas y de las futuras generaciones[3].

Como otro aspecto importante, a diferencia de la Ley Nro. 25.018 que refiere a residuos radiactivos, la Convención refiere a desechos radiactivos y los define como los materiales radiactivos en forma gaseosa, líquida o sólida para los cuales no se prevé un uso ulterior y que el organismo regulador del país controla como desechos radiactivos. Asimismo, define el combustible gastado como el combustible nuclear irradiado y extraído permanentemente del núcleo de un reactor[4].

Por otra parte, tal como surge del cuarto informe nacional sobre la Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de los Desechos Radiactivos de la República Argentina[5], en nuestro país se definió a los "residuos radiactivos"[6] como una categoría más, la cual junto con los "materiales radiactivos desregulables"[7] y las "descargas"[8], integra el concepto de "desecho radiactivo".

Por su parte, la Ley Nro. 25.018, no contiene ninguna previsión respecto de los desechos radiactivos, limitándose a los residuos radiactivos tal como fuera citado anteriormente en este trabajo.

En referencia a esto último cabe destacar que, de la lectura de ambos instrumentos –Ley Nro. 25.018 y Ley Nro. 25.279- pueden surgir diferentes interpretaciones respecto del alcance de los términos residuos y desechos radiactivos y combustible gastado, cuestión que se vio reflejada en el fallo "Schröder Juan c/ INVAP SE. -Estado Nacional".

3. FALLO SCHRÖDER JUAN c/ INVAP S.E. – EN

3.1 Hechos

Un vecino de la provincia de Buenos Aires interpuso una acción de amparo contra la empresa INVAP S.E. con el objeto de que se declare -con sustento en el artículo 41 de la Constitución Nacional y en el artículo 3º de la Ley Nro. 25.018- la nulidad de una cláusula de un convenio firmado entre esa empresa y la Organización Australiana para la Ciencia y Tecnología Nuclear –ANSTO por sus siglas en inglés-, en tanto interpretó que según esa cláusula se intentaría ingresar al territorio nacional combustible quemado de un reactor nuclear vendido a Australia, residuos y desechos radiactivos. El juez de grado rechazó la pretensión por considerar que el perjuicio invocado resultaba conjetural e hipotético. Apelada la decisión, la Cámara de

[3] Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y Sobre Seguridad en la Gestión de Desechos Radiactivos - artículos 1, 4, 5, 6, 11, 12, 13 y 14-.
[4] Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y Sobre Seguridad en la Gestión de Desechos Radiactivos –artículo 2 incisos h) y n)-.
[5] Cuarto informe nacional sobre la Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y Sobre Seguridad en la Gestión de Desechos Radiactivos, 2011.
[6] Residuo radiactivo: materiales que por su concentración de actividad y/o actividad total, no pueden ser dispersados en el ambiente y que por lo tanto requieren tratamiento, acondicionamiento y disposición final.
[7] Materiales radiactivos desregulables: materiales radiactivos que por su concentración de actividad y/o actividad total, pueden no requerir del control regulatorio
[8] Descargas: efluentes líquidos y gaseosos conteniendo material radiactivo, originados en la operación normal de una instalación y que por su actividad total, pueden ser dispersados en el ambiente en forma controlada y planificada.

Apelaciones revocó la sentencia de grado, hizo lugar a la pretensión y declaró que "*es inconstitucional la intención de la accionada, de ingresar al territorio del país combustible quemado…*".

Contra ese pronunciamiento, los demandados interpusieron sendos recursos extraordinarios.

3.2 Sumario

En primera instancia se rechazó la pretensión del actor, considerando que del contrato no surgía un compromiso en los términos planteados por él, razón por la cual se consideró que el perjuicio invocado por el actor resultaba conjetural e hipotético.

La Cámara, revocando la decisión de primera instancia, concluyó que "*es inconstitucional la intención de INVAP SE de ingresar al territorio del país combustible quemado de un reactor vendido a Australia, residuos y desechos radiactivos*". Lo remarcable de la sentencia de Cámara es que los dos jueces que votaron, si bien llegaron a la misma conclusión, cual es la declaración de inconstitucionalidad de la cláusula objetada, partieron de premisas y argumentos discordantes, lo cual afectó la validez de ese fallo en el sentido de la falta de una mayoría válida.

El Dr. Cotter, que votó en primer término, *"expresó que aun cuando la "Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión de Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Desechos Radiactivos" distinguiera entre los conceptos "combustible gastado" y "residuo" o "desecho" "radiactivo" ellos se encontraban estrechamente ligados entre sí por existir una relación de causa y efecto indisoluble y que los combustibles gastados estaban prohibidos por el artículo 41 de la Constitución Nacional. Sobre la base de tales fundamentos, declaró la inconstitucionalidad de la intención de la demandada de ingresar al territorio nacional combustible quemado.*

El juez que votó en segundo término, Ricardo Planes, afirmó que "residuo radiactivo" era, a la luz de la ley 25.018, "combustible quemado", y que la distinción propuesta por las demandadas resultaba artificial, toda vez que los residuos peligrosos o radiactivos se hallaban prohibidos por el artículo 41 de la Constitución Nacional, de modo que no podían ingresar al país. Así, declaró la inconstitucionalidad de la cláusula 3.2.3.2.2 del convenio. En esos términos, adhirió al voto de Cotter."[9]

Planteado el recurso extraordinario, la Corte Suprema de Justicia de la Nación –CSJN- hizo lugar en relación al alcance de la prohibición del ingreso al territorio nacional de residuos radiactivos contenida en el último párrafo del artículo 41 de la Constitución Nacional.

Al tomar intervención la Procuradora Fiscal, advirtió que los dos jueces opinantes de la Cámara partieron de premisas y argumentos discordantes y que, por esta razón, no habría en la sentencia opiniones en mayoría coincidentes. Consideró que la falta de coincidencia de una mayoría válida en el fallo de la Cámara llevaba a descalificar la sentencia apelada, y en este sentido expresó que la discordancia de fundamentos entre los votos de los doctores Cotter y Planes con relación al modo de conceptuar al "combustible gastado", toda vez que el primero de ellos no lo consideró un residuo por ejemplo cuando concluyó que "*...la introducción en el territorio de combustible quemado, de los que derivan tanto, los residuos y/o desechos radioactivos, encuentra valla en la prohibición constitucional…"*, en tanto que para el juez Planes aquél sí constituía un residuo.

Es interesante remarcar que en este caso, una vez radicados los autos en el Máximo Tribunal, la Corte llamó a una audiencia pública de carácter informativo, en la cual representantes de cada una de las partes fueron interrogadas sobre diversos aspectos de la controversia[10].

Al dictar sentencia, la Corte Suprema de Justicia de la Nación, en primer lugar, señaló que la acción interpuesta por el Sr. Schröder puede ser calificada como un supuesto de ejercicios de derechos de incidencia colectiva, como es la defensa del medio ambiente. Agregó además que

[9] Ver considerando 5° del fallo S. 569.XLIII.
[10] Acordada CSJN Nro. 30/2007.

tanto en este supuesto como cuando se trata de la tutela de derechos individuales o de incidencia colectiva referentes a intereses individuales homogéneos la comprobación de la existencia de un caso, resulta imprescindible.

En ese aspecto, el fallo de la Corte indicó que si bien el actor había señalado que la prohibición contenida en la Constitución hacía referencia al ingreso de residuos radiactivos, independientemente de la posibilidad de su uso ulterior, y que el combustible gastado es residuo radiactivo de alta actividad, en la causa no se había aportado ninguna prueba de la existencia de residuos de esa naturaleza. Sobre este punto, el Máximo Tribunal citó la Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Desechos Radiactivos (Ley Nro. 25.279) en la que se diferencia entre combustible gastado y desechos radiactivos, y expresó que en el caso no se estaba en presencia de un desecho radiactivo sino de un combustible usado. [11]

La Corte opinó que si bien es cierto que la Constitución, las leyes y los precedentes de esa Corte protegen al ambiente, esa tutela no es abstracta, ni de puro derecho, ni meramente interpretativa, sino que se hace efectiva frente a una controversia que el reclamante no había demostrado. Asimismo, la posibilidad de que el reacondicionamiento del combustible gastado se produjera en un futuro en otro país hacía que el perjuicio invocado resultara meramente hipotético.

Por otro lado, la Corte sostuvo que podría resultar legítima la pretensión del actor de declarar la nulidad de una cláusula contractual si se demostrara con evidencia clara y concreta que ésta se opone al ordenamiento ambiental que es de orden público, pero no cabe hacerlo respecto de una intención que indica que un acto puede o no llevarse a cabo.

Finalmente, el Máximo Tribunal advirtió que en el estado actual de la causa no se verificaba un supuesto en que resultara aplicable el principio de precaución en tanto no existía prueba alguna sobre la existencia de un peligro de daño grave o irreversible derivado de los referidos combustibles. No obstante, reconoció que al demandante –entre otros- le asistían facultades para efectuar un seguimiento riguroso de la evolución del cumplimiento del contrato y, de verificar un peligro de daño ambiental que pueda configurar un caso contencioso, actuar preventiva o precautoriamente mediante las acciones judiciales pertinentes.

Sobre la base de lo expuesto, la Corte dejó sin efecto la sentencia recurrida.

4. CONCLUSIONES

Tal como quedó planteado en el presente artículo, el marco jurídico de los residuos radiactivos está integrado por la Constitución Nacional, la Ley Nro. 24.804 y su Decreto reglamentario Nro. 1390/98, las Leyes Nro. 25.018 y 25.279, y la normativa regulatoria dictada por la Autoridad Regulatoria Nuclear, además de distintas convenciones, acuerdos y convenios internacionales, relacionadas con la actividad nuclear.

Observamos que en la normativa citada en el párrafo precedente, se vislumbra la dedicación de la comunidad nuclear por la protección de las personas y la preservación del ambiente para la generación presente y para las generaciones futuras, tanto en la generación como en la gestión de los residuos radiactivos; dedicación que nació junto con la actividad nuclear en nuestro país y que cobró más fuerza, a la luz de la toma de conciencia a nivel mundial de la necesidad de cuidar el ambiente.

Por otra parte, respecto del fallo analizado en el presente trabajo, en la sentencia dictada en el “caso INVAP”, la Corte Suprema de la Nación señaló que una interpretación ajustada a derecho le impedía declarar la inconstitucionalidad de una intención, es decir si la posibilidad de que se introdujera combustible gastado a nuestro país para su reprocesamiento, sería o no una acción

[11] Considerando 11 del fallo S. 569.XLIII.

contraria a la prohibición de ingresar residuos radiactivos en territorio nacional contenida en el artículo 41 de la Constitución Nacional.

Cabe resaltar que, sin perjuicio de lo expresado previamente, en el considerando 11 del voto mayoritario de la sentencia, la Corte Suprema de Justicia de la Nación, en base a lo establecido en la Convención Conjunta, diferencia entre combustible gastado y residuos radiactivos y sostiene que en el caso en particular quedó claro que "*no se está en presencia de un desecho radiactivo, sino de un combustible gastado*".

5. REFERENCIAS

1. Gelli, María Angélica, *Constitución de la Nación Argentina, comentada y concordada, 4ta. Edición ampliada y actualizada,* La Ley, Buenos Aires, 2008.-
2. Cafferatta, Néstor A., *Ley 25675 General del Ambiente. Comentada interpretada y concordada*, DJ, 2002-3, 1133, Buenos Aires, 2002.
3. Ley 24.804, *"Ley Nacional de la Actividad Nuclear"*, publicada en el Boletín Oficial el 25 de abril de 1997 Nro. 28.634, pg.1.
4. Decreto 1390/98, "*Reglamentación de la Ley 24.804*", publicado en el Boletín Oficial el 4 de diciembre de 1998 Nro. 29.037, pg.5.
5. Ley 25.018, *"Régimen de Gestión de Residuos Radiactivos*", publicada en el Boletín Oficial el 23 de octubre de 1998 Nro. 29.007, pg.2.
6. Ley 25.279, "*Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Desechos Radiactivos*", publicada en el Boletín Oficial el 4 de agosto de 2000 Nro. 29.455, pg. 2.
7. Ley 25.675, "*Ley General del Ambiente*", publicada en el Boletín Oficial el 28 de noviembre de 2002 Nro. 30.036, pg. 2.

Cecilia Tula
E-mail: ctula@arn.gob.ar

Mariana Arias
E-mail: marias@arn.gob.ar

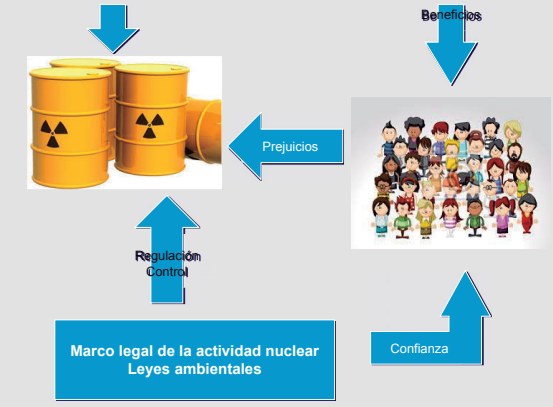
Marco Legal de los Residuos Radiactivos en la República Argentina

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – **ARGENTINA**

INTRODUCCIÓN

Aplicaciones pacíficas de la energía nuclear

- Medicina - Industria
- Investigación
- Activ. Agropecuaria
- Generación de energía



MARCO JURÍDICO

- El sistema jurídico argentino se sustenta en la Constitución Nacional que en su art. 41 establece el derecho de los habitantes a gozar de un ambiente sano y la prohibición de ingresar al territorio nacional residuos radiactivos.

- La Ley Nacional de la Actividad Nuclear Nº 24.804 y su decreto reglamentario Nº 1390/98 disponen que el generador de residuos radiactivos es responsable de los mismos hasta su transferencia a la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) que tiene la responsabilidad de la gestión de residuos radiactivos, gestión que será realizada de acuerdo con las normas regulatorias que establezca la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN).

- El Régimen de Gestión de Residuos Radiactivos, Ley Nº 25.018 dispuso los instrumentos básicos para la gestión adecuada de los residuos radiactivos, que garantizan la protección del ambiente, la salud pública y los derechos de la prosperidad. Esta ley define a los residuos radiactivos como "*todo material radiactivo, combinado o no con material no radiactivo, que haya sido utilizado en procesos productivos o aplicaciones, para los cuales no se prevean usos inmediatos posteriores en la misma instalación, y que, por sus características radiológicas no puedan ser dispersados en el ambiente de acuerdo con los límites establecidos por la ARN.*"

- Normas regulatorias dictadas por la ARN, basadas en criterios de seguridad radiológica y nuclear en concordancia con los criterios adoptados internacionalmente en la materia.

El marco jurídico internacional, se basa en la Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Desechos Radiactivos aprobada por Ley Nº 25.279 que tiene entre sus objetivos asegurar que en todas las etapas de la gestión del combustible gastado y de desechos radiactivos se tomen medidas eficaces contra los riesgos radiológicos potenciales a fin de proteger a las personas, a la sociedad y al medio ambiente de los efectos nocivos de la radiación ionizante, actualmente y en el futuro, de manera que satisfagan las necesidades y aspiraciones de la generación presente sin comprometer la capacidad de las generaciones futuras para satisfacer sus necesidades y aspiraciones. Como se refleja en el objetivo de la Convención, el desarrollo sostenible es un principio rector en la gestión de los residuos radiactivos.

Un aspecto importante, es que a diferencia de la Ley Nº 25.018 que refiere a residuos radiactivos, la Convención refiere a desechos radiactivos y los define como los "*materiales radiactivos en forma gaseosa, líquida o sólida para los cuales no se prevé un uso ulterior y que el organismo regulador del país controla como desechos radiactivos*". Asimismo, define el combustible gastado como "*el combustible nuclear irradiado y extraído permanentemente del núcleo del reactor.*"

Por su parte la Ley Nº 25.018, no contiene ninguna previsión respecto de los desechos radiactivos, limitándose a definir a los residuos radiactivos. Es por ello que de la lectura de ésta ley y de la Convención Conjunta pueden surgir diferentes interpretaciones respecto del alcance de los términos residuos y desechos radiactivos y combustible gastado, cuestión que se vio reflejada en el fallo "Schröder Juan c/ INVAP S.E. – Estado Nacional".

FALLO "SCHRÖDER JUAN c/ INVAP S.E."

Un vecino de la provincia de Bs. As. interpuso una acción de amparo contra la empresa INVAP S.E. con el objeto de que se declare –con sustento en el art. 41 de la CN y en el art. 3 de la Ley 25.018- la nulidad de una cláusula de un convenio firmado entre INVAP S.E. y la Organización Australiana para la Ciencia y Tecnología Nuclear, porque a su entender se intentaría ingresar al territorio nacional combustible quemado de un reactor vendido a Australia.

En las actuaciones la Corte sostuvo que la posibilidad de que el reacondicionamiento del combustible quemado se produjera en un futuro en otro país hacía que el perjuicio invocado resultara meramente hipotético y que podría resultar legítima la pretensión del actor de declarar la nulidad de una cláusula contractual si se demostrara con evidencia clara y concreta que se opone al ordenamiento ambiental que es de orden público, pero no cabe hacerlo respecto de una intención que indica que un acto puede o no llevarse a cabo.

Sin perjuicio de ello, en el considerando 11 manifestó que en la causa no se aportó ninguna prueba de la existencia de residuos radiactivos y citó a la Convención Conjunta en la que se diferencia entre combustible gastado y desechos radiactivos, y expresó que en el caso no se estaba en presencia de un desecho radiactivo sino de combustible usado.

Conclusiones

- El marco jurídico de los residuos radiactivos está integrado por la Constitución Nacional, la Ley Nº 24.804 y su Decreto reglamentario Nº 1390/98, las Leyes Nº 25.018 y 25.279, y la normativa regulatoria dictada por la Autoridad Regulatoria Nuclear, además de distintas convenciones, acuerdos y convenios internacionales, relacionadas con la actividad nuclear.

- En la normativa citada, se vislumbra la dedicación de la comunidad nuclear por la protección de las personas y la preservación del ambiente para la generación presente y para las generaciones futuras, tanto en la generación como en la gestión de los residuos radiactivos.

- Por último, en el Fallo "Schröder c/ Invap S.E." la Corte dijo que una interpretación ajustada a derecho le impedía declarar la inconstitucionalidad de una intención, sin perjuicio de lo cual en el voto mayoritario de la sentencia, en base a lo establecido en la Convención Conjunta, diferenció entre combustible gastado y residuos radiactivos y sostuvo que en el caso en particular quedó claro que "*no se está en presencia de un desecho radiactivo, sino de un combustible gastado.*"

Future Development of a Daily Operational Repot Through Web Interface

Avaro, E.J.; Fernández, M.A.; Pantin, A.S.;
Quintana, E.E. and Truppa, L.A.

Presentado en: 5th Workshop on Operation and Maintenance (O&M) of the IMS.
Viena, Austria, 5 al 9 de octubre de 2015

Ezequiel J. Avaro
E-mail: eavaro@arn.gob.ar

Marcelo A. Fernández
E-mail: mfernandez@arn.gob.ar

Andrés S. Pantin
E-mail: apantin@arn.gob.ar

Eduardo E. Quintana
E-mail: equintana@arn.gob.ar

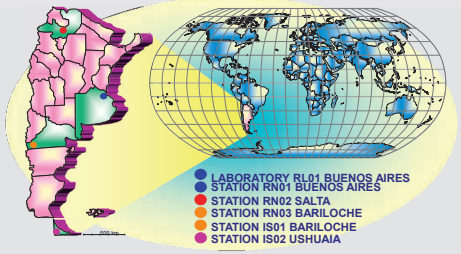
Leandro A. Truppa
E-mail: ltruppa@arn.gob.ar

Autoridad Regulatoria Nuclear
PRESIDENCIA DE LA NACIÓN

Future development of a daily operational report through web interface

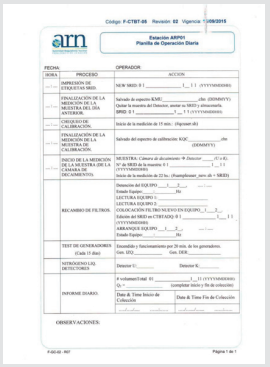
Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – ARGENTINA

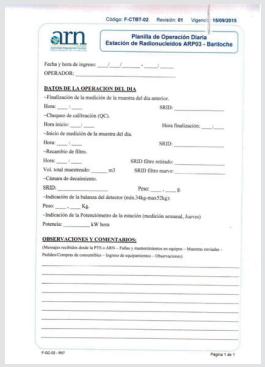
In Argentina ARN is responsible for the Operation and Maintenance of CTBTO Radionuclide (RN01, RN02 and RN03) and Infrasound Stations (IS01 and IS02) and a certified Laboratory (RL01).
In order to continue developing methods to improve the performance of the IMS stations and provide new tools for operators we are developing and testing a "prototype" web portal of daily operations for all Argentina Radionuclide Stations.
Our primary goal will be that all Station Operators in IMS Argentina Manual Radionuclide Stations will be able to enter to this webpage through a PC, Tablet or Smartphone, complete the mandatory fields of the daily operational form and submit it.



Current Report Method

ARP01 & ARP03 Daily Operation Reports





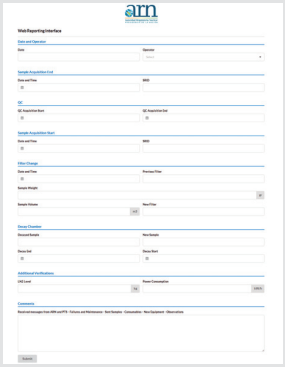
Annual Quality Indicators Report

SRID de muestra	Año	Fecha de inicio de colección	Hora de inicio de colección	Fecha de finalización de colección	Hora de finalización de colección		Volumen de colección	Fecha de Decaimiento	Hora de Decaimiento	Fecha de medición	Hora de medición	Nombre y Apellido del Operador	Fecha de Envío de informe (SAMPLEMID O FULLPHD)
012015010511511	2015	01/01/2015	12:12	02/01/2015	12:06	13:18	12465,63	02/01/2015	12:19	03/01/2015	11:27	Adds	
012015010521511	2015	02/01/2015	12:09	03/01/2015	11:53	13:04	12459,03	03/01/2015	12:05	04/01/2015	11:30	Adds	
012015010531511	2015	03/01/2015	11:55	04/01/2015	11:37	13:05	12548,62	04/01/2015	12:04	05/01/2015	11:30	Adds	
012015010541511	2015	04/01/2015	11:39	05/01/2015	12:26	13:40	12651,53	05/01/2015	12:38	06/01/2015	11:33	Adds	
012015010551511	2015	05/01/2015	12:28	06/01/2015	12:06	13:17	12274,52	06/01/2015	12:17	07/01/2015	11:40	Fernandez	
012015010561511	2015	06/01/2015	12:07	07/01/2015	12:10	13:23	12554,52	07/01/2015	12:20	08/01/2015	11:30	Truppa	
012015010571511	2015	07/01/2015	12:12	08/01/2015	12:00	13:12	12379,36	08/01/2015	12:10	09/01/2015	11:30	Adds	
012015010581511	2015	08/01/2015	12:28	09/01/2015	12:17	13:30	12657,43	09/01/2015	12:30	10/01/2015	11:25	Adds	
012015010591511	2015	09/01/2015	12:20	10/01/2015	12:01	13:13	12375,45	10/01/2015	12:13	11/01/2015	11:28	Fernandez	
012015010101511	2015	10/01/2015	12:03	11/01/2015	12:09	13:24	12379,07	11/01/2015	12:23	12/01/2015	11:35	Adds	
012015010111511	2015	11/01/2015	12:13	12/01/2015	12:12	13:16	12425,19	12/01/2015	12:15	13/01/2015	11:25	Adds	
012015010121511	2015	12/01/2015	12:10	13/01/2015	11:58	13:10	12377,33	13/01/2015	12:13	14/01/2015	11:33	Truppa	
012015010131511	2015	13/01/2015	12:03	14/01/2015	12:03	13:15	12516,75	14/01/2015	12:15	15/01/2015	11:38	Adds	
012015010141511	2015	14/01/2015	12:26	15/01/2015	12:26	13:17	12503,59	15/01/2015	12:27	16/01/2015	11:35	Adds	
012015010151511	2015	15/01/2015	11:47	16/01/2015	12:20	13:34	12638,46	16/01/2015	12:30	17/01/2015	11:34	Adds	
012015010161511	2015	16/01/2015	11:24	17/01/2015	12:20	13:12	12376,54	17/01/2015	12:13	18/01/2015	11:27	Lindes	
012015010171511	2015	17/01/2015	12:09	18/01/2015	12:00	13:17	12611,43	18/01/2015	12:20	19/01/2015	11:30	Adds	
012015010181511	2015	18/01/2015	12:28	19/01/2015	12:00	13:12	12452,38	19/01/2015	12:23	20/01/2015	11:44	Truppa	
012015010191511	2015	19/01/2015	12:20	20/01/2015	12:10	13:23	12522,84	20/01/2015	12:25	21/01/2015	11:30	Isaias	
012015010201511	2015	20/01/2015	12:25	21/01/2015	12:10	13:23	12488,22	21/01/2015	12:25	22/01/2015	11:26	Isaias	
012015010211511	2015	21/01/2015	12:15	22/01/2015	12:02	13:14	12432,67	22/01/2015	12:20	23/01/2015	11:35	Isaias	
012015010221511	2015	22/01/2015	12:05	23/01/2015	12:00	13:12	12638,89	23/01/2015	12:22	24/01/2015	11:35	Truppa	
012015010231511	2015	23/01/2015	12:10	24/01/2015	12:00	13:12	12590,44	24/01/2015	12:20	25/01/2015	11:35	Isaias	
012015010241511	2015	24/01/2015	12:05	25/01/2015	12:00	13:12	12374,26	25/01/2015	12:16	26/01/2015	11:25	Isaias	
012015010251511	2015	25/01/2015	12:05	26/01/2015	12:34	13:49	12644,75	26/01/2015	12:45	27/01/2015	11:05	Truppa	
012015010261511	2015	26/01/2015	12:35	27/01/2015	12:17	13:30	12378,49	27/01/2015	12:30	28/01/2015	11:42	Fernandez	
012015010271511	2015	27/01/2015	12:20	28/01/2015	12:28	13:20	12465,47	28/01/2015	12:22	29/01/2015	11:43	Fernandez	
012015010281511	2015	28/01/2015	12:11	29/01/2015	12:31	13:46	12793,13	29/01/2015	12:43	30/01/2015	11:43	Fernandez	
012015010291511	2015	29/01/2015	12:33	30/01/2015	12:25	13:39	12461,88	30/01/2015	12:40	31/01/2015	11:45	Fernandez	
012015010301511	2015	30/01/2015	12:28	31/01/2015	12:00	13:12	12202,89	31/01/2015	12:22	01/02/2015	11:20	Fernandez	

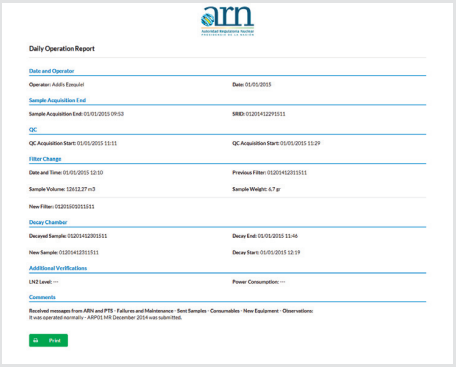
A sample that not fulfill the minimal required volume or does not meet the time parameters is considered "Out of Specification" and trigger an alarm in this report.

What we are aiming

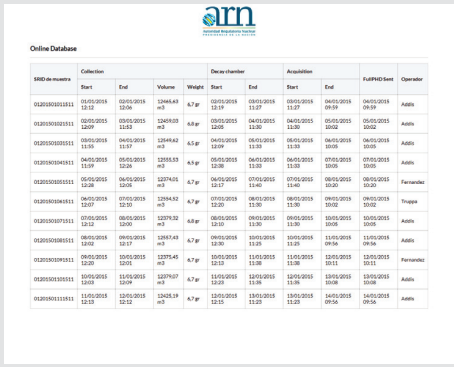
Online standard Operation Report For All Radionuclide Stations



Daily Operation Report – FeedBack Form

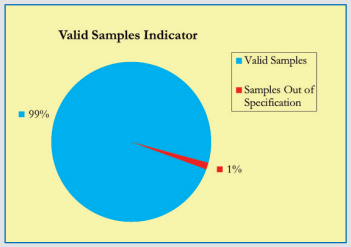


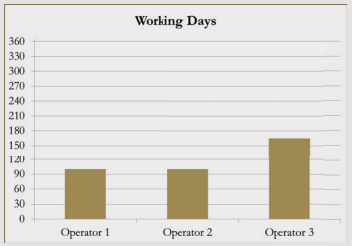
Online Database



The software will automatically create a report of operation, a feedback form, storage the data in the database and updated the quality indicators diagrams.

Indicator Diagrams for quality assurance - Examples





Benefits:

- Online Data Archive
- Standard Operational Reports
- Automatic Data Loading
- Improve management of data of all stations
- Easy way to make analisis and statistics
- No paper handling and no phisical storage

Current state of development:

Finishing User Interface – Working on Multiple Device Compatibility – Update Functions for Database

For more information submit an e-mail to ctbtlab@arn.gob.ar

Proceso de actualización del plan de monitoreo ambiental de verificación del Complejo Fabril Malargüe

Bonetto, J.P. y Czerniczyniec, M.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 abril de 2015

PROCESO DE ACTUALIZACIÓN DEL PLAN DE MONITOREO AMBIENTAL DE VERIFICACIÓN DEL COMPLEJO FABRIL MALARGÜE

Bonetto, J.P. y Czerniczyniec, M.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Recientemente, la Autoridad Regulatoria Nuclear inició un proceso de actualización de sus planes de monitoreo radiológico ambiental en los distintos complejos mineros y/o fabriles de uranio del país, bajo la premisa de que el operador debe llevar a cabo un monitoreo ambiental propio y el regulador debe realizar un monitoreo independiente con fines de verificación. Este proceso de actualización se inició con el plan de monitoreo ambiental correspondiente al Complejo Fabril Malargüe, e implicó la revisión bibliográfica de la hidrología de la zona, incluyendo la red de riego de la ciudad. Paralelamente, se llevó a cabo una evaluación de los resultados históricos provenientes de los muestreos radiológicos ambientales anuales llevados a cabo por la ARN, en la que se realizaron tests de hipótesis para la comparación de puntos blancos y puntos aguas abajo del complejo, entre otros puntos de muestreo. En base a esto, se determinó qué puntos de muestreo no aportaban información útil, y si fuera necesario incorporar nuevos puntos, cuáles pueden ser los más adecuados. Finalmente, luego de un relevamiento *In Situ*, se comprobó en conjunto con el operador, la ubicación precisa de cada punto de muestreo, para que la verificación pueda realizarse en el mismo sitio que la toma de muestra y la evaluación de los resultados sea la más adecuada. El presente trabajo describe los pasos realizados y presenta algunos resultados de la evaluación de datos, junto con las conclusiones obtenidas de todo el proceso.

1. INTRODUCCIÓN

La Subgerencia de Mediciones en Seguridad Nuclear de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) presenta hacia el final de cada año un plan anual de monitoreo radiológico ambiental, en base al cual se efectuarán los muestreos de matrices ambientales en alrededores de las instalaciones bajo control regulatorio que lo ameriten, durante el año siguiente.

La descripción de los objetivos y los criterios utilizados para el diseño de estos planes ha sido presentada en publicaciones anteriores [1], sin embargo, es importante destacar que los planes de monitoreo deben coincidir en cuanto a puntos de muestreo, matrices a muestrear, y radionucleidos a analizar, con los planes de monitoreo que en forma independiente se les solicita que lleven a cabo las instalaciones reguladas. De esta manera, la ARN puede realizar una verificación más adecuada del cumplimiento por parte del regulado.

A través de los años, los distintos puntos de muestreo empleados para el monitoreo ambiental en los alrededores de una instalación pueden ir variando, de acuerdo a cambios geográficos o dificultades en el acceso a los puntos. Por otro lado, el desarrollo de planes de independientes puede llevar a diferencias, al cabo de varios años, entre los monitoreos ambientales de la ARN y de las instalaciones reguladas.

Se hace necesario, por lo tanto, realizar con cierta periodicidad revisiones integrales de los planes de monitoreo propios y determinar, fundamentalmente, si los puntos de muestreo han resultado apropiados para los objetivos perseguidos. En base a esto se pueden proponer cambios en los planes de monitoreo propios o se pueden requerir cambios en los de las instalaciones reguladas, o ambas cosas.

En el año 2013 se inició la revisión de los planes de monitoreo radiológico ambiental de los complejos minero fabriles (de uranio) con el Complejo Fabril Malargüe (CFM). El CFM cesó sus operaciones en el año 1986, momento desde el cual se inició la planificación para su cierre, que implica la restitución ambiental del predio, la cual se encuentra actualmente en sus últimas fases [2].

Para verificar la utilidad de los puntos de muestreo utilizados hasta el momento, se realizó un relevamiento de las series de datos históricas obtenidas a partir de los muestreos anuales llevados a cabo por la ARN, con la intención de comparar estadísticamente los resultados de los distintos puntos. En base a lo comparado se decidió cuáles puntos resultaban apropiados para seguir siendo muestreados y cuáles no.

En el caso de reemplazar o agregar puntos de muestreo, se realizó un relevamiento de la información disponible sobre hidrografía de la zona, para finalmente verificar en campo la accesibilidad a los nuevos puntos de muestreo propuestos.

2. METODOLOGÍA

2.1. Plan de muestreo

En forma simplificada, el plan anual de monitoreo radiológico ambiental para los alrededores del CFM, comprende la toma de muestras anuales en cuatro cursos de agua superficiales que atraviesan la región de oeste a este (Fig.1):

- Arroyo Alamito/Del Álamo
- Arroyo Chacay
- Zanjón Los Caballos
- Río Malargüe

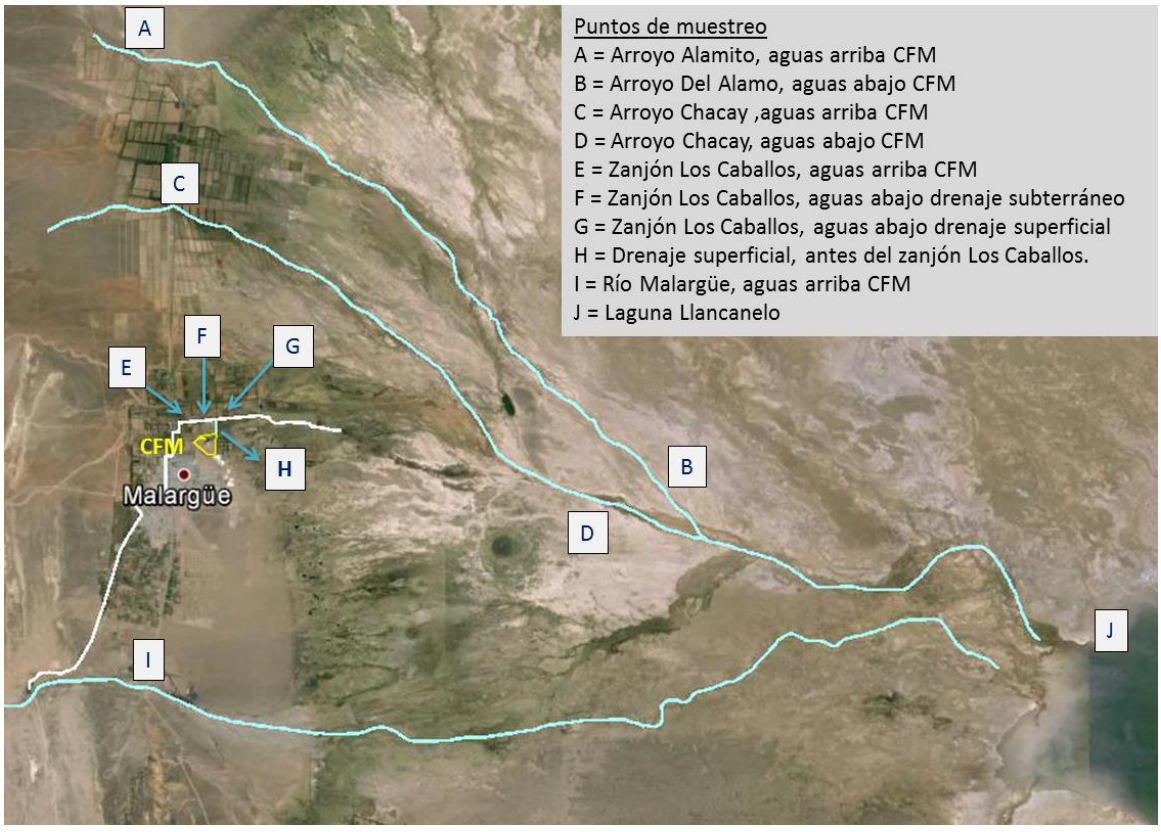


Figura 1. Mapa con la ubicación de los cursos de agua y sus puntos de muestreo aguas arriba y aguas abajo del Complejo Fabril Malargüe (CFM)

En estos cursos de agua se toman muestras de agua superficial y de sedimentos en un punto aguas arriba (Oeste) y en otro punto aguas abajo (Este) con respecto a la ubicación del complejo, con excepción del río Malargüe, el más alejado del complejo, que solo se muestrea aguas arriba.

El curso de agua más cercano al CFM es el zanjón Los Caballos, el cual recibe la descarga de un drenaje subterráneo que mantiene deprimidos los niveles freáticos bajo del complejo, y de drenajes superficiales de campos linderos. Por lo tanto, este curso de agua se muestrea aguas abajo del drenaje subterráneo y también aguas abajo de un drenaje superficial que bordea al CFM. Dicho drenaje superficial también se muestrea antes de su desembocadura en el zanjón Los Caballos. Entre el primero y el último punto de muestreo de este curso de agua hay una separación levemente menor a los 500 metros.

La hidrografía de la zona tiene a la laguna Llancanelo, a unos 35 km al Este del CFM, como el cuerpo receptor de los cursos superficiales que se muestrean. Entre ellos, el río Malargüe es el principal tributario. El arroyo Chacay también vierte sus aguas en la laguna mientras que el zanjón Los Caballos primero y el arroyo Del Álamo después, se unen al Chacay antes de desembocar en la laguna. Por lo tanto, la laguna Llancanelo es parte fundamental del muestreo. Existen otros tributarios de la laguna, pero por su dirección sudeste y por encontrarse más alejados, no se consideran influenciados por el CFM [3].

Los radionucleidos medidos en todos estos puntos, tanto en las aguas como en los sedimentos, son ^{226}Ra y U natural.

También se realizan otras mediciones como parte del plan de monitoreo, como por ejemplo ^{226}Ra y U en agua potable y aguas subterráneas, y Rn en aire en viviendas de los alrededores y en el perímetro del complejo. Sin embargo dichos resultados no han sido incorporados al presente trabajo.

2.2. Análisis estadísticos

Se recopilaron resultados anuales desde el año 1994 hasta el 2013 inclusive. Algunos de los puntos de muestreo estudiados comenzaron a utilizarse más tarde o dejaron de muestrearse, por lo que no todas las series de datos abarcan exactamente el período mencionado ni presentan la misma cantidad de datos.

En general, los datos ambientales presentan características tales como presencia de *outliers* y sesgo positivo, que alteran la normalidad de la distribución de los datos. También pueden presentar valores no detectados, es decir valores por debajo de los límites de detección (<LD) de las técnicas de análisis empleadas [4]. Una vez recopilados los datos de cada punto de muestreo, se analizaron para detectar y eliminar errores, y luego para determinar la normalidad o no de sus distribuciones. Finalmente se promediaron los valores y se realizaron tests paramétricos y no paramétricos, de comparaciones de medias, de acuerdo a la normalidad o no de las distribuciones y de la presencia o ausencia de valores <LD.

Los *ouliers* son valores mayores (también pueden ser menores) a los usualmente registrados, producto de errores en la medición o en la transcripción de los resultados (valores incorrectos), en cuyo caso debe intentarse corregirlos y, si no es posible, deben eliminarse. Pero también pueden tratarse de valores correctos, de muy baja probabilidad de ocurrencia, producto de la variabilidad natural, o pueden representar observaciones provenientes de una población diferente de la que está en estudio. Este último caso puede representar, por ejemplo, un punto de muestreo impactado, lo que convierte a dicho *outlier* en información valiosa [4].

En esta revisión se utilizó el test de Dixon para detección de *outliers*. Este tipo de tests solo son para detección, la eliminación o no de cada uno de estos valores detectados es una decisión propia del analista [5]. Para el presente trabajo, se eliminaron estos valores solamente en aquellos casos en los que con ello se obtenía una normalización de la distribución, cuando los valores resultaron extremadamente altos, y cuando se trató de puntos de muestreo aguas arriba,

de manera de asegurar que los datos restantes sean representativos de un punto no impactado (blanco).

Para determinar normalidad en la distribución de las series de datos correspondientes a cada punto de muestreo se realizó el test de bondad de ajuste Shapiro-Wilk ($\alpha = 0.05$). Este test se repitió antes y después de la eliminación de outliers para justificar dicha eliminación.

La presencia de datos <LD en algunas de las series, genera complicaciones adicionales. La cantidad de resultados disponibles fue apenas suficiente para realizar los tests estadísticos, por lo que la información aportada por este tipo de datos no es despreciable. Usar el valor del límite de detección o una fracción del mismo para reemplazar el valor faltante no es adecuado. Existen algunas técnicas estadísticas que permiten utilizar la información aportada por este tipo de datos [6]. Para la determinación de la normalidad en presencia de valores <LD se utilizó primero el método estadístico "Regression on Order" (ROS) que permite imputar los valores faltantes a partir de los valores positivos (> LD), para luego aplicar el Shapiro-Wilk. Para obtener el promedio de las series de datos con valores <LD se utilizó el método no paramétrico Kaplan-Meier [6, 7].

Para las comparaciones entre puntos de muestreo se consideró a aquellos aguas abajo, incluyendo a la laguna, como susceptibles de ser impactados y a los puntos de muestreo aguas arriba como blancos o fondos contra los cuales comparar los primeros. Se utilizaron tests de hipótesis para dos muestras (poblaciones), en particular el test *t* de Student para variancias iguales y su versión de Welch-Satterthwaite para variancias distintas cuando las poblaciones presentaban distribuciones normales, y el test no paramétrico Wilcoxon-Mann-Whitney cuando al menos una de ellas no presentaba dicha distribución. Cuando al menos una de las distribuciones presentaba valores <LD se usaron los tests no paramétricos Gehan y Tarone-Ware (se muestran solo los resultados de Gehan) [5]. En todas las comparaciones se estipuló como hipótesis nula que "la población aguas abajo <= la población aguas arriba" y como hipótesis alternativa que "la población aguas abajo > la población aguas arriba" (forma 1 de los tests), y se utilizó un coeficiente de confianza del 90% (α=0,10) para incrementar la potencia de los tests.

3. RESULTADOS

Se analizaron los datos aguas arriba y aguas abajo del arroyo El Alamito/Los Álamos. En la Tabla 1 se presentan algunos parámetros de las series de datos, y en la Tabla 2 el resultado de las comparaciones entre ambos puntos de muestreo.

Tabla 1. Características de las series de datos del arroyo Alamito/Del Álamo

	Ao. Alamito/Álamo, aguas arriba			**Ao. Alamito/Álamo, aguas abajo**		
	U en agua	U en sedimento	^{226}Ra en sedimento	U en agua	U en sedimento	^{226}Ra en sedimento
N° datos [a]	10	7	8 (1)	4	7	9
Valores <LD	4	1	0	0	0	0
Distribución	Normal	Normal	Normal	Normal	Normal	Normal
Promedio (µg/l o µg/g)	2,6 [b]	2,8 [b]	35,7	7,0	2,6	34,7

[a] Número de datos sin *outliers*, número de *outliers* removidos entre paréntesis
[b] Promedio calculado con método no paramétrico Kaplan-Meier

Tabla 2. Comparación entre puntos de muestreo del arroyo Alamito /Del Álamo

Resultados analizados	Comparación puntos de muestreo	Valor p (α=0,1) y test empleado[a]
U en agua	Aguas abajo > Aguas arriba	0,002 G
U en sedimento	Aguas abajo <= Aguas arriba	0,592 T
Ra-226 en sedimento	Aguas abajo <= Aguas arriba	0,573 S

[a] G = Test de Gehan; T = Test *t* de Student; Test t de Welch-Satterthwaite.

En el caso del arroyo Chacay, los parámetros de las series de datos históricos se presentan en la Tabla 3, y los resultados de su comparación en la Tabla 4.

Tabla3. Características de las series de datos del arroyo Chacay

	Arroyo Chacay, aguas arriba			Arroyo Chacay, aguas abajo		
	U en agua	U en sedimento	^{226}Ra en sedimento	U en agua	U en sedimento	^{226}Ra en sedimento
N° datos [a]	10	9	9	18 (2)	18	17
Valores <LD	4	2	1	2	0	2
Distribución	Normal	Normal	Normal	Normal	Normal	Normal
Promedio (µg/l o µg/g)	2,1 [b]	1,9 [b]	31,2 [b]	6,8 [b]	2,2	33,8 [b]

[a] Número de datos sin *outliers*, número de *outliers* removidos entre paréntesis
[b] Promedio calculado con método no paramétrico Kaplan-Meier

Tabla 4. Comparación entre puntos de muestreo del arroyo Chacay

Resultados analizados	Comparación puntos de muestreo	Valor p (α=0,1) y test empleado[a]
U en agua	Aguas abajo > Aguas arriba	0,002 G
U en sedimento	Aguas abajo <= Aguas arriba	0,359 G
Ra-226 en sedimento	Aguas abajo <= Aguas arriba	0,363 G

[a] G = Test de Gehan.

Parámetros de las series de datos históricos del zanjón los caballos y del drenaje superficial antes de desembocar en dicho zanjón, se presentan en las Tablas 5 y 6.

Tabla 5. Características de las series de datos del zanjón Los Caballos

	Zanjón Los Caballos aguas arriba			**Zanjón Los Caballos, aguas abajo (después de drenaje subterráneo)**		
	U en agua	U en sedimento	^{226}Ra en sedimento	U en agua	U en sedimento	^{226}Ra en sedimento
N° datos [a]	16	8 (1)	11	15 (1)	6	5
Valores <LD	4	0	4	4	2	0
Distribución	Normal	Normal	Normal	Normal	Normal	Normal
Promedio (µg/l o µg/g)	3,2 [b]	1,6	28,6 [b]	3,3 [b]	1,7 [b]	27,1

[a] Número de datos sin *outliers*, número de *outliers* removidos entre paréntesis
[b] Promedio calculado con método no paramétrico Kaplan-Meier

Tabla 6. Características del zanjón Los Caballos (cont.) y del drenaje superficial

	Drenaje superficial			**Zanjón Los Caballos, aguas abajo (después de drenaje superficial)**		
	U en agua	U en sedimento	^{226}Ra en sedimento	U en agua	U en sedimento	^{226}Ra en sedimento
N° datos [a]	11	8 (1)	9 (1)	20 (1)	16	16 (2)
Valores <LD	0	1	0	3	0	3
Distribución	Normal	Normal	Normal	No normal	No normal	Normal
Promedio (µg/l o µg/g)	41,5	11,4 [b]	35,6	5,0 [b]	4,2	38,6 [b]

[a] Número de datos sin *outliers*, número de *outliers* removidos entre paréntesis
[b] Promedio calculado con método no paramétrico Kaplan-Meier

Los resultados de las comparaciones efectuadas entre los diversos puntos de muestreo asociados al zanjón Los Caballos se presentan en la Tabla 7.

Tabla 7. Comparación entre puntos del zanjón Los Caballos y del drenaje superficial

Resultados analizados	Comparación puntos de muestreo	Valor p (α=0,1) y test empleado[a]
U en agua	ZLC aguas abajo 1 ≤ ZLC aguas arriba	0,463 G
U en sedimento	ZLC aguas abajo 1 ≤ ZLC aguas arriba	0,500 G
Ra-226 en sedimento	ZLC aguas abajo 1≤ ZLC aguas arriba	0,523 G
U en agua	ZLC aguas abajo2 > ZLC aguas arriba	0,024 G
U en sedimento	ZLC aguas abajo2 > ZLC aguas arriba	0,002 WMW
Ra-226 en sedimento	ZLC aguas abajo2 > ZLC aguas arriba	0,069 G
U en agua	ZJLCAabajo2 > ZLC aguas abajo 1	0,039 G [b]
U en sedimento	ZJLCAabajo2 > ZLC aguas abajo 1	0,014 G
Ra-226 en sedimento	ZJLCAabajo2 > ZLC aguas abajo 1	0,056 G [b]
U en agua	Drenaje superficial > ZLC aguas abajo 1	$5{,}3E^{-5}$ G
U en sedimento	Drenaje superficial > ZLC aguas abajo 1	0,010 G
Ra-226 en sedimento	Drenaje superficial > ZLC aguas abajo 1	0,020 T
U en agua	Drenaje superficial > ZLC aguas abajo2	$1{,}2E^{-4}$ G
U en sedimento	Drenaje superficial > ZLC aguas abajo2	0,044 WMW
Ra-226 en sedimento	Drenaje superficial ≤ ZLC aguas abajo2	0,649 WMW

[a] G = Test de Gehan; WMW = Test de Wilkinson-Mann-Whitney; T = Test *t* de Student
[b] En estos casos el test Tarone-Ware dio una conclusión distinta, pero se optó por el resultado conservativo.

No se pueden efectuar comparaciones similares en el caso del río Malargüe ya que sólo se muestrea aguas arriba del CFM. En la Tabla 8 se presentan algunos parámetros de la serie de datos de dicho punto de muestreo, al igual que de la laguna Llancanelo. En la Tabla 9 se presentan los resultados de las comparaciones de los datos históricos de la laguna con los de los puntos blancos (*i.e*. aguas arriba del CFM) de los cursos de agua estudiados.

Tabla 8. Características de las series de datos del río Malargüe y la laguna Llancanelo

	Río Malargüe, aguas arriba			Laguna Llancanelo		
	U en agua	U en sedimento	^{226}Ra en sedimento	U en agua	U en sedimento	^{226}Ra en sedimento
N° datos [a]	18 (2)	9	8	14 (1)	13	10
Valores <LD	4	1	1	0	0	0
Distribución	No normal	Normal	Normal	No normal	Normal	Normal
Promedio	1,2 [b]	1,4 [b]	38,9 [b]	9,2	2,3	30,4

(µg/l o µg/g)

[a] Número de datos sin *outliers*, número de *outliers* removidos entre paréntesis
[b] Promedio calculado con método no paramétrico Kaplan-Meier

Tabla 9. Comparación con serie de datos de la laguna Llancanelo

Resultados analizados	Comparación puntos de muestreo	Valor p (α=0,1) y test empleado[a]
U en agua	Lag. Llancanelo > A. Alamito, aguas arriba	0,002 G
U en sedimento	Lag. Llancanelo ≤ A. Alamito, aguas arriba	0,697 G
Ra-226 en sedimento	Lag. Llancanelo ≤ A. Alamito, aguas arriba	0,959 S
U en agua	Lag. Llancanelo > A. Chacay aguas arriba	$5{,}5E^{-4}$ G
U en sedimento	Lag. Llancanelo ≤ A. Chacay aguas arriba	0,296 G
Ra-226 en sedimento	Lag. Llancanelo ≤ A. Chacay aguas arriba	0,533 G
U en agua	Lag. Llancanelo > ZLC aguas arriba	0,002 G
U en sedimento	Lag. Llancanelo ≤ ZLC aguas arriba	0,186 T
Ra-226 en sedimento	Lag. Llancanelo ≤ ZLC aguas arriba	0,286 G
U en agua	Lag. Llancanelo > R. Malargüe, aguas arriba	$1{,}7E^{-5}$ G
U en sedimento	Lag. Llancanelo > R. Malargüe, aguas arriba	0,038 G
Ra-226 en sedimento	Lag. Llancanelo ≤ R. Malargüe, ag. arriba	0,909 G

[a] G = Test de Gehan; WMW = Test de Wilkinson-Mann-Whitney; T = Test *t* de Student

Por encima del 90% de los resultados de ^{226}Ra en agua de los cursos de agua superficiales muestreados se encuentran por debajo del límite de detección, por lo que no se trabajó con esos datos.

4. CONCLUSIONES Y NUEVOS PUNTOS DE MUESTREO

Si bien el presente trabajo no tiene como fin evaluar el impacto de la instalación, sino readecuar el muestreo para permitir una futura evaluación lo más adecuada posible, el análisis de los resultados permitió arrojar alguna conclusiones provisorias, al menos con respecto al período de muestreo abarcado.

La concentración de U en agua resultó consistentemente mayor en los puntos aguas abajo (incluyendo la laguna Llancanelo) que en los puntos aguas arriba. Sin embargo no se verificó lo mismo con la concentración de U en los sedimentos, que actúan como reservorios de potenciales contaminantes y pueden reflejar mejor su historia de acumulación [8].

Aún las mayores concentraciones de U y ^{226}Ra registradas en las series de datos analizadas, se encuentran dentro de los valores naturales reportados para aguas y suelos por UNSCEAR [9]. Además, los valores de agua en los arroyos y la laguna no superaron los niveles guía para U y 226Ra en agua potable de la Organización Mundial de la Salud [10].

Los arroyos Alamito/Del Álamo y Chacay presentan resultados muy similares, lo que sugiere que uno de ambos cursos se puede dejar de muestrear sin perder información relevante. El primero, más alejado del complejo, y con una menor cantidad de muestras en el punto aguas abajo (en su mayoría por encontrarse su cauce seco), es la opción lógica.

El río Malargüe debería muestrearse en un punto aguas abajo, antes de desembocar en la laguna Llancanelo, para poder determinar su utilidad como punto de muestreo.

El zanjón Los Caballos es el curso de agua que provee la información más útil y es recomendable tomar un mayor número de muestras, que incluyan los distintos drenajes asociados y abarcando una extensión mayor aguas abajo.

La laguna Llancanelo debe seguir siendo muestreada y sería recomendable obtener muestras de otros tributarios más alejados del CFM para comparar sus aportes con los del arroyo Chacay.

Con estas conclusiones se realizaron recorridas por la zona en conjunto con personal del complejo encargado de los muestreos ambientales y con amplio conocimiento de la zona. Se ubicó el arroyo Durazno, que la bibliografía describe con un régimen semipermanente que corre paralelo entre el zanjón Los Caballos y el arroyo Chacay, uniéndose a este último antes de su desembocadura en la laguna Llancanelo. Se verificó la accesibilidad para tomar muestras aguas arriba y aguas debajo de la altura del complejo y se integró al plan de monitoreo en reemplazo del arroyo Alamito/Del Álamo.

También se ubicaron y verificó la accesibilidad a puntos de muestreo del río Malargüe, arroyo Mocho y arroyo Malo antes de su desembocadura en la Laguna. Todos estos nuevos puntos están siendo muestreados actualmente por el operador y por la ARN y serán evaluados al contarse con una cantidad adecuada de resultados.

REFERENCIAS

1. Czerniczyniec, M. A; Bonetto, J. P.; Canoba, A, "Plan de monitoreo radiológico ambiental rutinario en las inmediaciones de las instalaciones nucleares y radiactivas del país", *VIII Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear, I Congreso Latinoamericano del IRPA, V Congreso Nacional de Protección Radiológica DSSA,* Medellín, Colombia, 11 al 15 de Octubre de 2010.

2. "PRAMU Malargüe" http://www.cnea.gov.ar/pramu/ (2015).

3. Chiodi Victoria, "Análisis de vulnerabilidad ambiental del acuífero de la laguna de Llancanelo, en el área del bloque de concesión Llancanelo", práctica supervisada, Facultad de Cs. Exactas, Físicas y Naturales, Universidad de Córdoba, http://hdl.handle.net/11086/1352 (2014).

4. Helsel, D.R.; Hirsch, R.M., *Statistical Methods in Water Resources, Studies in Environmental Science Vol 49*, Elsevier, Amsterdam (1992).

5. Singh A., Singh A.K., *ProUCL version 5.0.00 Technical Guide*, EPA/600/R-07/41, Environmental Protection Agency, Washington DC (2013).

6. Helsel D.R., *Nondetects and Data Analysis: Statistics for Censored Environmental Data,* John Wiley & Sons, New Jersey (2005).

7. Singh A, Maichle R, *ProUCL version 5.0.00 User Guide*, EPA/600/R-07/041, Environmental Protection Agency, Washington DC (2013).

8. USEPA, *Methods for Collection, Storage and Manipulation of Sediments for Chemicaland Toxicological Analyses: Technical Manual,* EPA-823-B-01-002, Environmental Protection Agency, Washington DC (2001).

9. UNSCEAR, *Sources and Effects of Ionizing Radiation. Volume I: Report to the General Assembly with Scientific Annexes. Annex B: Exposures of the Public and Workers from Various Sources of Radiation*, United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation 2008 Report (CD ROM), United Nations sales publication E.10.XI.3, New York (2008).

10. WHO, *Guidelines for Drinking-Water Quality, 4th edition*, World Health Organization, Geneva (2011).

Juan Pablo Bonetto
E-mail: jbonetto@arn.gob.ar

Mariela Czerniczyniec
E-mail: mczerniczyniec@arn.gob.ar

Proceso de actualización del plan de monitoreo ambiental de verificación del Complejo Fabril Malargüe

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – ARGENTINA

INTRODUCCIÓN

El proceso de control ambiental de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) comprende la revisión y aprobación de los planes de monitoreo radiológico ambiental de aquellos sitios bajo control regulatorio que lo requieran, y la ejecución de un monitoreo independiente propio con fines de verificación. Recientemente se inició un proceso de revisión de los planes de monitoreo en sitios relacionados con la minería y procesamiento del U, comenzando con el Complejo Fabril Malargüe (CFM), el cual se encuentra actualmente en proceso de restitución ambiental.

Se recopilaron los resultados históricos obtenidos de los monitoreos de la ARN y se analizaron estadísticamente. Se realizaron comparaciones entre distintos puntos de muestreo, particularmente aguas arriba vs. aguas abajo en cursos de aguas superficiales, con el fin de determinar la utilidad de los mismos. Paralelamente, se realizó un relevamiento bibliográfico sobre la hidrografía de la zona, para finalmente realizar (junto con personal del sitio) un recorrido por la zona para la identificación de posibles nuevos puntos de muestreo.

METODOLOGÍA

- Se analizaron los resultados de las mediciones de U y de ^{226}Ra en muestras de aguas y sedimentos de los cuerpos de agua comprendidos en los planes de monitoreo desde 1994 hasta el 2013 (ver Figura 1).
- Sobre la serie histórica de datos de cada punto se efectuó el *test de Dixon* para detección de *outliers*, con posterior eliminación de algunos de ellos.
- Se usó el test *Shapiro-Wilk* de bondad de ajuste para determinar la normalidad (o no) de las distribuciones de datos. En presencia de valores menores a los límites de detección (<LD) se utilizó previamente el método *Regression on Order* (ROS) que permite imputar los valores faltantes a partir de los valores positivos (> LD).
- Para las comparaciones entre puntos de muestreo se utilizaron tests de hipótesis para dos muestras (poblaciones): El test *t de Student* para variancias iguales y su versión de *Welch-Satterthwaite* para variancias distintas cuando las poblaciones presentaron distribuciones normales, y el test no paramétrico *Wilcoxon-Mann-Whitney* cuando al menos una de ellas no presentó dicha distribución. Cuando al menos una de las series de datos presentó valores <LD se usó el test no paramétrico *Gehan*. Se estipuló como hipótesis nula que "la población aguas abajo (susceptible de ser impactada, incluyendo Laguna Llancanelo) **<=** la población aguas arriba (puntos blanco)" y como hipótesis alternativa, que "población aguas abajo **>** población aguas arriba", fijando α=0,10 para incrementar la potencia de los tests.

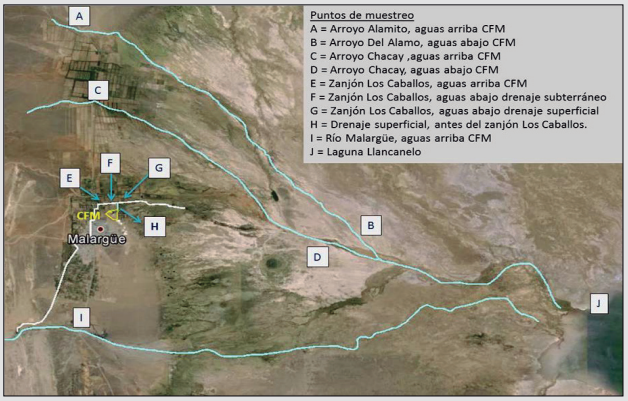


Figura 1
Puntos de muestreo en los cuerpos de agua comprendidos en el plan de monitoreo de la ARN. Los cursos de agua corren de Oeste a Este hacia la laguna Llancanelo.
Desde el CFM surgen un drenaje subterráneo y un drenaje superficial, los cuales desembocan en el Zanjón Los Caballos.

RESULTADOS

Resultados de las comparaciones estadísticas entre puntos aguas arriba y aguas abajo de los cuerpos de agua muestreados (ver Figura 1).

Resultados analizados	Comparación puntos de muestreo	Valor p y test empleado *
U en agua	**B > A**	0,002 G
U en sedimento	**B ≤ A**	0,592 T
^{226}Ra en sedimento	**B ≤ A**	0,573 S
U en agua	**D > C**	0,002 G
U en sedimento	**D ≤ C**	0,359 G
^{226}Ra en sedimento	**D ≤ C**	0,363 G
U en agua	**F ≤ E**	0,463 G
U en sedimento	**F ≤ E**	0,500 G
^{226}Ra en sedimento	**F ≤ E**	0,523 G
U en agua	**G > E**	0,024 G
U en sedimento	**G > E**	0,002 WMW
^{226}Ra en sedimento	**G > E**	0,069 G
U en agua	**G > F**	0,039 G
U en sedimento	**G > F**	0,014 G
^{226}Ra en sedimento	**G > F**	0,056 G
U en agua	**H > F**	$5{,}3E^{-5}$ G
U en sedimento	**H > F**	0,010 G
^{226}Ra en sedimento	**H > F**	0,020 T
U en agua	**H > G**	$1{,}2E^{-4}$ G
U en sedimento	**H > G**	0,044 WMW
^{226}Ra en sedimento	**H ≤ G**	0,649 WMW
U en agua	**J > A**	0,002 G
U en sedimento	**J ≤ A**	0,697 G
^{226}Ra en sedimento	**J ≤ A**	0,959 S
U en agua	**J > C**	$5{,}5E^{-4}$ G
U en sedimento	**J ≤ C**	0,296 G
^{226}Ra en sedimento	**J ≤ C**	0,533 G
U en agua	**J > E**	0,002 G
U en sedimento	**J ≤ E**	0,186 T
^{226}Ra en sedimento	**J ≤ E**	0,286 G
U en agua	**J > I**	$1{,}7E^{-5}$ G
U en sedimento	**J > I**	0,038 G
^{226}Ra en sedimento	**J ≤ I**	0,909 G

* G = Test de *Gehan*; T = Test *t de Student*; S = Test *t de Welch-Satterthwaite*; WMW = Test de *Wilkinson-Mann-Whitney*. En todos los casos α=0,10.

CONCLUSIONES

1. La concentración de U en agua fue mayor en los puntos aguas abajo que en los puntos aguas arriba (independientemente de la cercanía del curso de agua al CFM), pero no se verificó lo mismo con las concentraciones de U y ^{226}Ra en el sedimento, que actúa como reservorio de potenciales contaminantes y puede reflejar mejor sus historias de acumulación. Por lo tanto, dicha diferencia no puede atribuirse a la influencia del CFM.
2. Aún las mayores concentraciones de U y ^{226}Ra en las series de datos analizadas, se encuentran dentro de los valores naturales reportados para aguas y suelos por UNSCEAR. Además, los valores de agua en los arroyos y la laguna no superaron los niveles guía para U y ^{226}Ra en agua potable de la Organización Mundial de la Salud.
3. El zanjón Los Caballos es el curso de agua que provee la información más útil y es recomendable tomar un mayor número de muestras, que incluyan los distintos drenajes asociados y abarcando una mayor extensión aguas abajo.
4. Los arroyos Alamito/Del Álamo y Chacay presentan resultados muy similares, lo que sugiere que uno de ellos puede dejar de muestrearse sin perder información relevante.
5. Se integró el **arroyo Durazno** al plan de monitoreo en reemplazo del arroyo Alamito/Del Álamo. Descripto como de régimen semipermanente, corre paralelo entre el zanjón Los Caballos y el arroyo Chacay, en el cual desemboca. Recorriendo la zona, se verificó la accesibilidad para muestrearlo aguas arriba y aguas abajo del CFM.

Información Técnica y Gráfica Institucional
SUBGERENCIA COMUNICACIÓN INSTITUCIONAL

www.arn.gob.ar

Segundo Ejercicio de Intercomparación Regional de Dosímetros Personales de Neutrones 2014

Carelli, J.L.; Menchaca, I.; Discacciatti, A.P. y López, F.O.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 abril de 2015

SEGUNDO EJERCICIO DE INTERCOMPARACIÓN REGIONAL DE DOSÍMETROS PERSONALES DE NEUTRONES 2014

Carelli, J.L.[1]; Menchaca, I.; Discacciatti, A.P. y López, F.O.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

El objetivo de este trabajo es presentar los resultados del segundo ejercicio de intercomparación regional de dosímetros personales de neutrones organizado en el año 2014 por la Autoridad Regulatoria Nuclear.

Se invitaron a participar de este ejercicio de intercomparación a todos los laboratorios pertenecientes a organismos estatales y a empresas privadas de nuestro país, que prestan servicio de dosimetría personal para radiación neutrónica. Asimismo, se invitaron a organismos y empresas privadas de Latinoamérica. En total participaron 6 servicios de dosimetría y se irradiaron 99 dosímetros.

Las irradiaciones se llevaron a cabo en el Laboratorio de Neutrones de la Autoridad Regulatoria Nuclear, ubicado en el Centro Atómico Ezeiza, con 3 calidades de radiación [1]: ^{252}Cf, ^{252}Cf+D_2O+Cd, ^{241}Am-Be, cuyas dosis neutrónicas son trazables a los laboratorios primarios NIST y PTB [2, 3].

Las irradiaciones se realizaron sobre el maniquí descripto en la norma ISO 8529-3 y la magnitud dosimétrica utilizada fue el equivalente de dosis personal, Hp(10) de neutrones. Los criterios de aceptación del ejercicio se definieron en base a la expresión analítica establecida en el documento IAEA N° RS-G-1.3 [4].

La meta principal de este ejercicio de intercomparación es proporcionar una herramienta objetiva para evaluar la capacidad de los laboratorios que efectúan la dosimetría personal de neutrones [5].

1. INTRODUCCIÓN

El objetivo de este ejercicio de intercomparación es proporcionar una herramienta objetiva para evaluar la capacidad de medición de neutrones de los servicios de dosimetría personal, promover la mejora de su desempeño y comparar el rendimiento de aquellos servicios que también participaron en el ejercicio desarrollado en el año 2012.

Se invitó a participar empresas privadas y organismos estatales, nacionales e internacionales, proveedores de servicio de dosimetría personal de neutrones. La intercomparación fue de carácter voluntario y anónimo.

Los resultados obtenidos en este ejercicio, expuestos en este informe, dan confianza a las mediciones realizadas por los servicios de dosimetría personal.

[1] E-mail del autor. jcarelli@arn.gob.ar

2. DESARROLLO

Las irradiaciones se llevaron a cabo en el Laboratorio de Dosimetría Física de la ARN en el Centro Atómico Ezeiza, cuyo banco de calibración fue caracterizado en diferentes puntos y sus tasas de dosis son valores trazables a los laboratorios primarios NIST y PTB. Estas irradiaciones se realizaron sobre el maniquí descripto en el punto 6.2.2, *Maniquí de calibración*, de la publicación [6].

El ángulo de incidencia de las irradiaciones fue de 0°. Las energías y dosis de las irradiaciones se detallan en la tabla 2.

Tabla 1. Calidades de radiación y dosis impartidas, Hp(10).

Calidad	Hp(10) de neutrones [mSv]		
^{252}Cf	1,1	1,9	3
$^{252}Cf + D_2O + Cd$	0,7	0,95	1,2
$^{241}Am\text{-}Be$	0,6	1	1,4

Las incertidumbres expandidas relativas asociadas a las fuentes en el punto de irradiación, expresadas con un factor de cobertura k=2 son:

- ^{252}Cf: 11%
- $^{252}Cf + D_2O + Cd$: 22%
- $^{241}Am\text{-}Be$: 10%

Las irradiaciones se realizaron en el banco de calibraciones del laboratorio, de manera que el centro del maniquí y el centro de la fuente se hallen a 2 m del piso. Todas las irradiaciones fueron realizadas ubicando el centro de la cara frontal del maniquí a 70 cm del centro de la fuente. Se colocaron los dosímetros sobre el maniquí fijándolos con cinta adhesiva, sin interferir con la ventana del dosímetro. Ninguna parte sensible de los dosímetros quedó alejada más de 7,5 cm del centro de la cara frontal del maniquí, tal como se indica en el punto 6.2.3, *Geometría de irradiación*, del documento [6]. Con el fin de evaluar la linealidad, se realizaron 3 irradiaciones en cada calidad de radiación.

Figura 1. Plataforma de irradiación y geometría de irradiación.

3. CRITERIO DE ACEPTACIÓN

El criterio de aceptación, para un valor de dosis, adoptado en este ejercicio de intercomparación es el propuesto por el IAEA para equivalente de dosis personal, Hp(10), en la publicación N° RS-G-1.3 [4]:

Para cada dosímetro irradiado, la relación entre el valor de dosis medido H_m y el valor verdadero convencional H_r se denomina respuesta, R:

$$R = H_m / H_r \qquad (1)$$

Que debe satisfacer la siguiente condición:

$$\frac{1}{1{,}5}\left(1-\frac{2\,H_0}{H_0+H_r}\right) \le \frac{H_m}{H_r} \le 1{,}5\left(1+\frac{H_0}{2\,H_0+H_r}\right) \qquad (2)$$

Donde:

H_r es el valor de dosis verdadero convencional dado por el Laboratorio de Neutrones de la ARN, Hp(10).

H_m es el resultado informado por cada laboratorio participante.

H_o es el límite inferior de respuesta a dosis del sistema participante. Se asume 0,2 mSv según lo establecido en [4], para dosimetría bimensual.

Por otro lado, haciendo una extensión a la radiación neutrónica del criterio expresado en el documento [7], se considera que un laboratorio ha tenido un desempeño satisfactorio si cumple con el siguiente criterio:

“Se admite que como máximo, la décima parte de los dosímetros irradiados puedan exceder los límites indicados”.

4. RESULTADOS

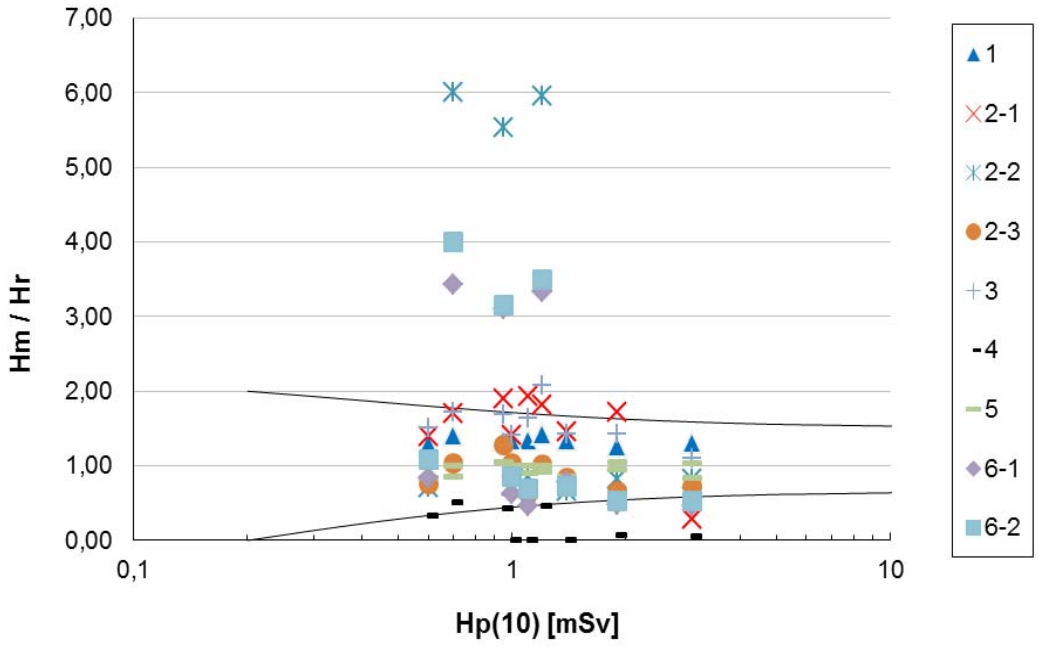


Figura 2. Resultados de todos los participantes.

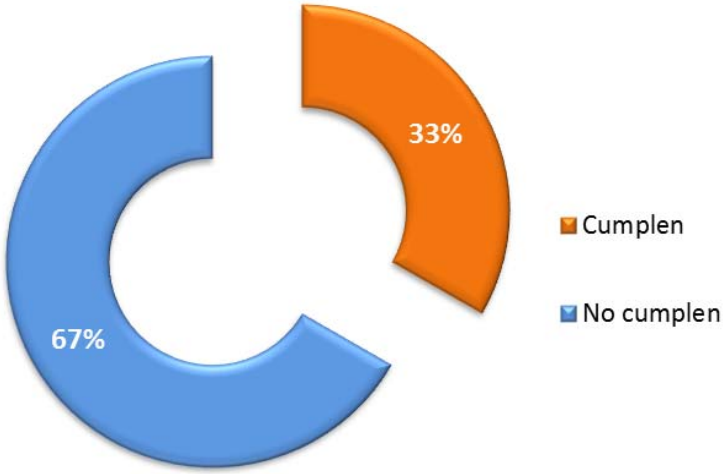


Figura 3. Desempeño de los participantes según los criterios de aceptación.

4.1. Resultados globales según calidad de radiación

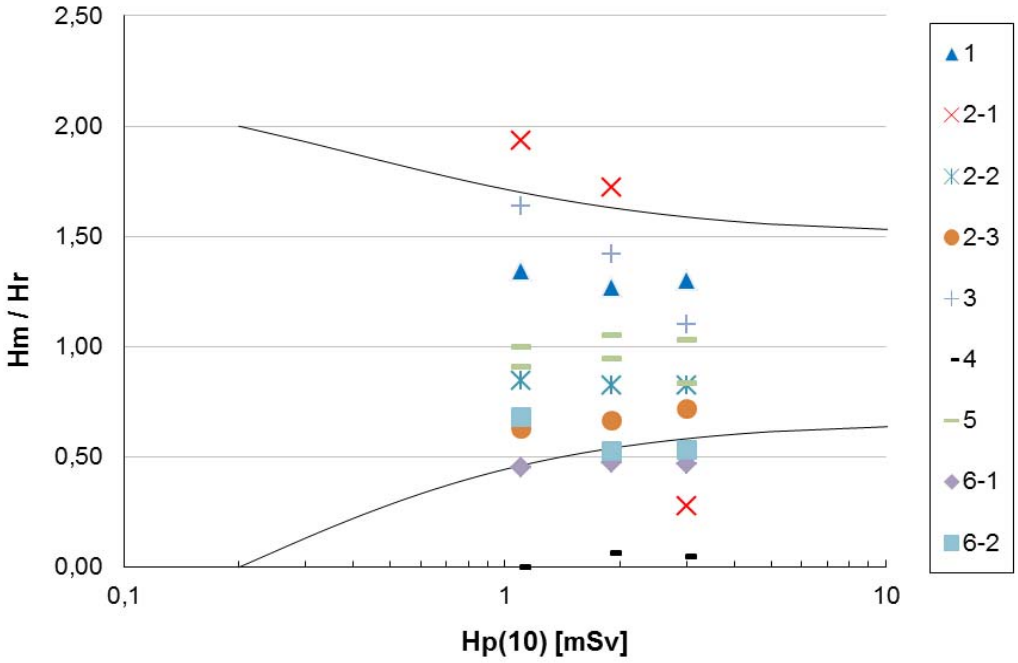


Figura 4. Resultados de todos los participantes. Caso ^{252}Cf.

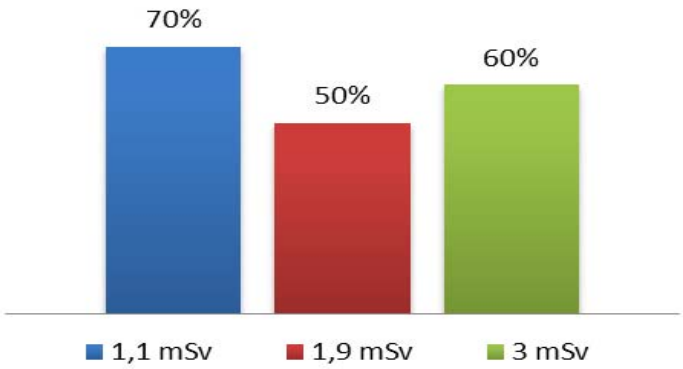


Figura 5. Porcentaje de dosis informadas que cumplen con los criterios de aceptación según las dosis impartidas, Hp(10). Caso ^{252}Cf.

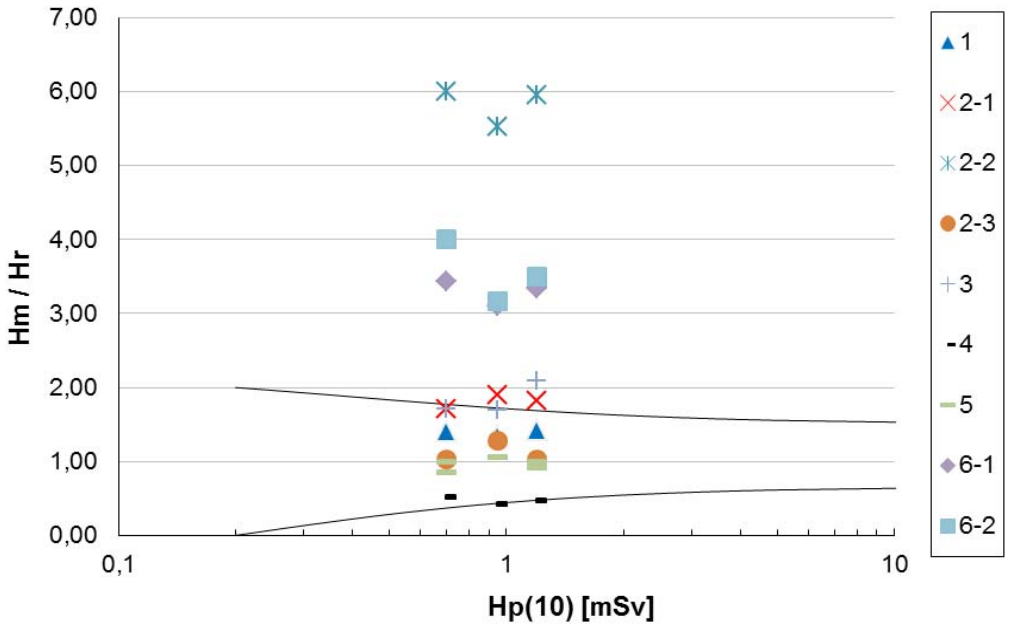


Figura 6. Resultados de todos los participantes. Caso ^{252}Cf+D_2O+Cd.

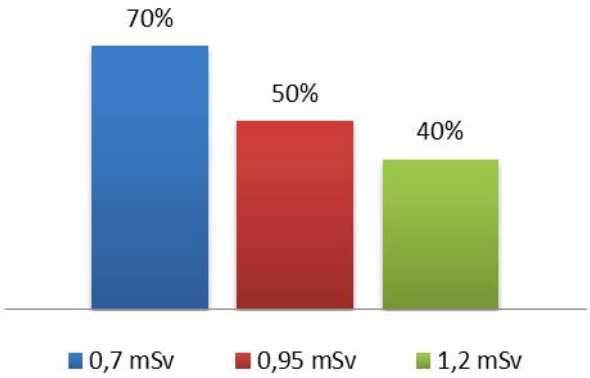


Figura 7. Porcentaje de dosis informadas que cumplen con los criterios de aceptación según las dosis impartidas, Hp(10). Caso $^{252}Cf+D_2O+Cd$.

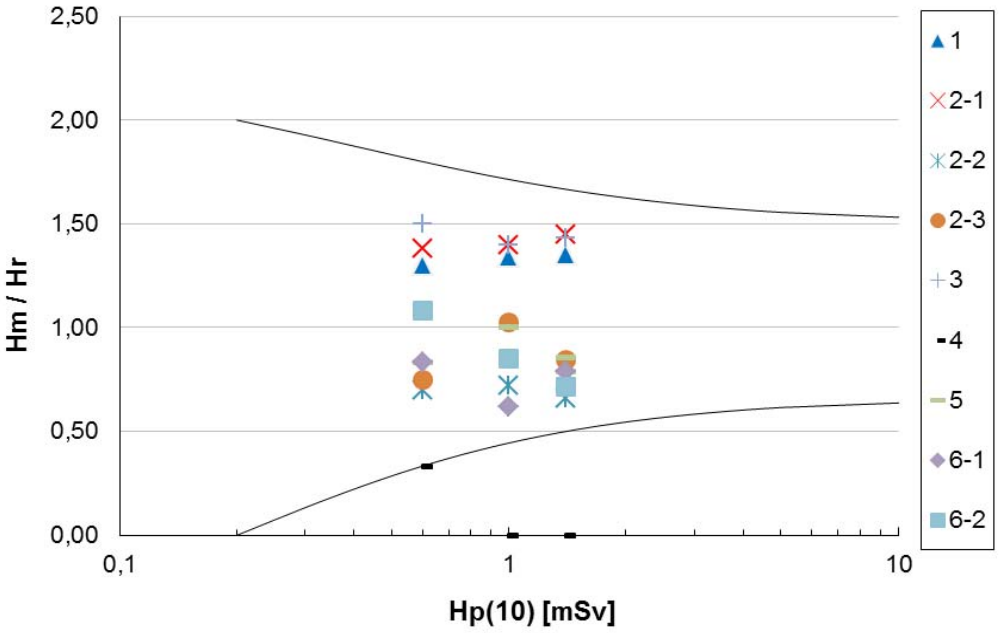


Figura 8. Resultados de todos los participantes. Caso $^{241}Am-Be$.

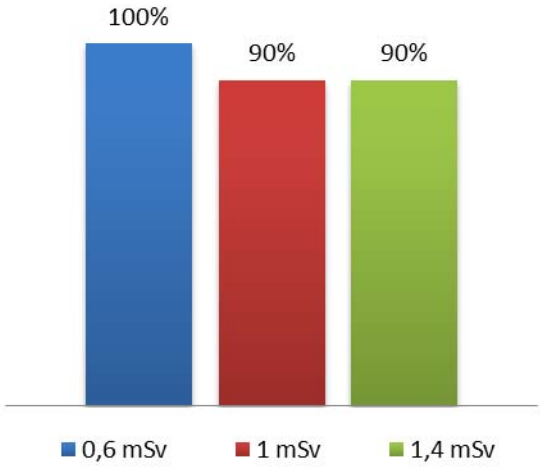


Figura 9. Porcentaje de dosis informadas que cumplen con los criterios de aceptación según las dosis impartidas, Hp(10). Caso ^{241}Am-Be.

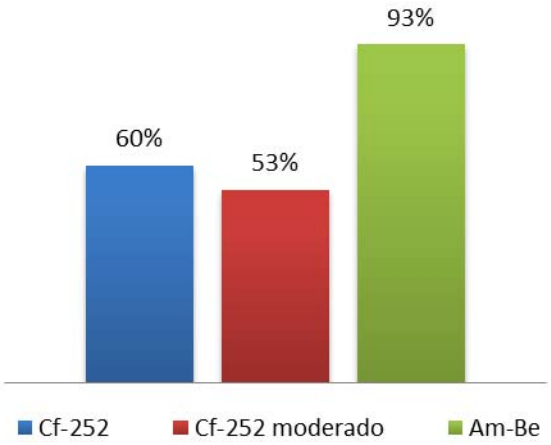


Figura 10. Porcentaje de dosis informadas que cumplen con los criterios de aceptación según la calidad de radiación.

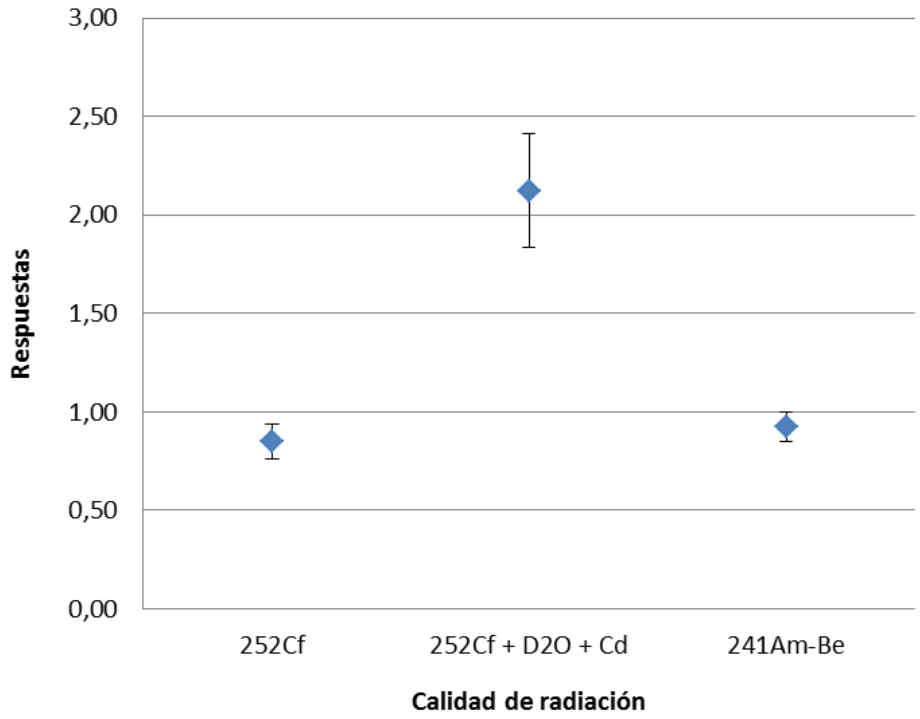


Figura 11. Respuestas globales según calidad de radiación.

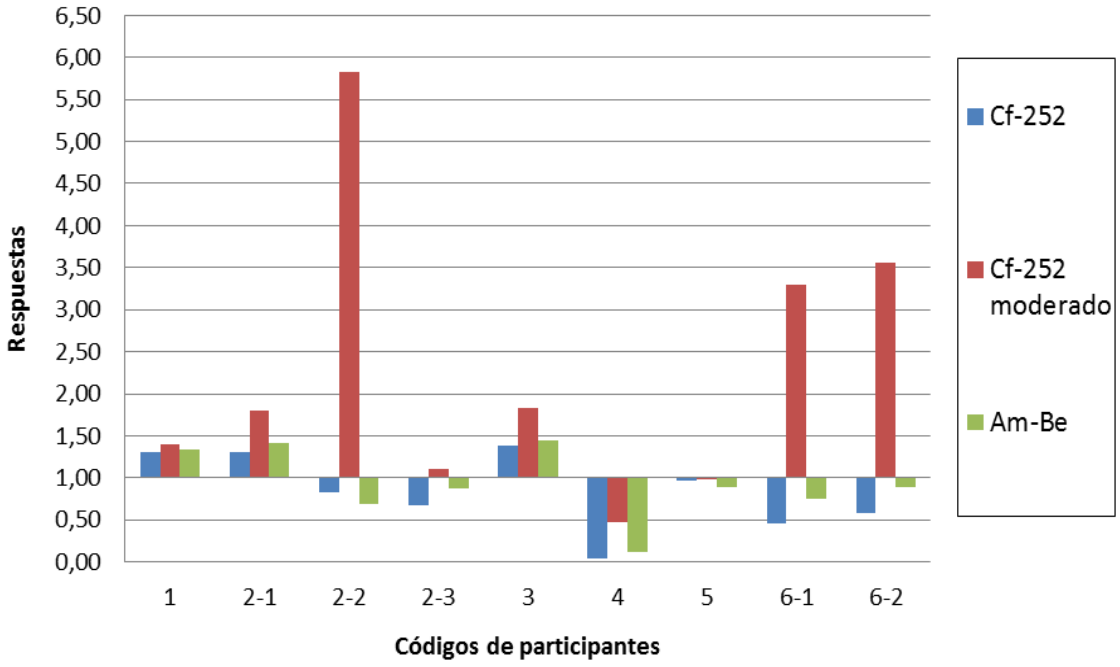


Figura 12. Respuestas promedio por participante según la calidad de radiación.

4.2. Comparación de resultados con el ejercicio de intercomparación del 2012.

Se estudió la evolución de las respuestas globales por calidad de radiación de los servicios de dosimetría que participaron en el presente ejercicio y en el 2012.

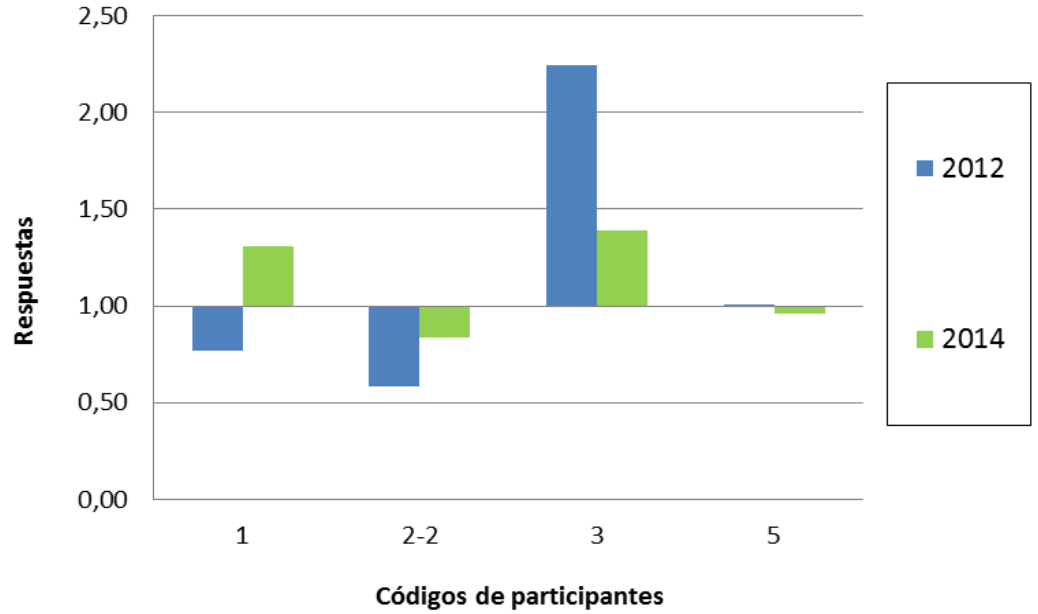


Figura 13. Comparación del promedio de las respuestas por la calidad de radiación de los participantes entre los ejercicios de 2012 y 2014.
Caso ^{252}Cf.

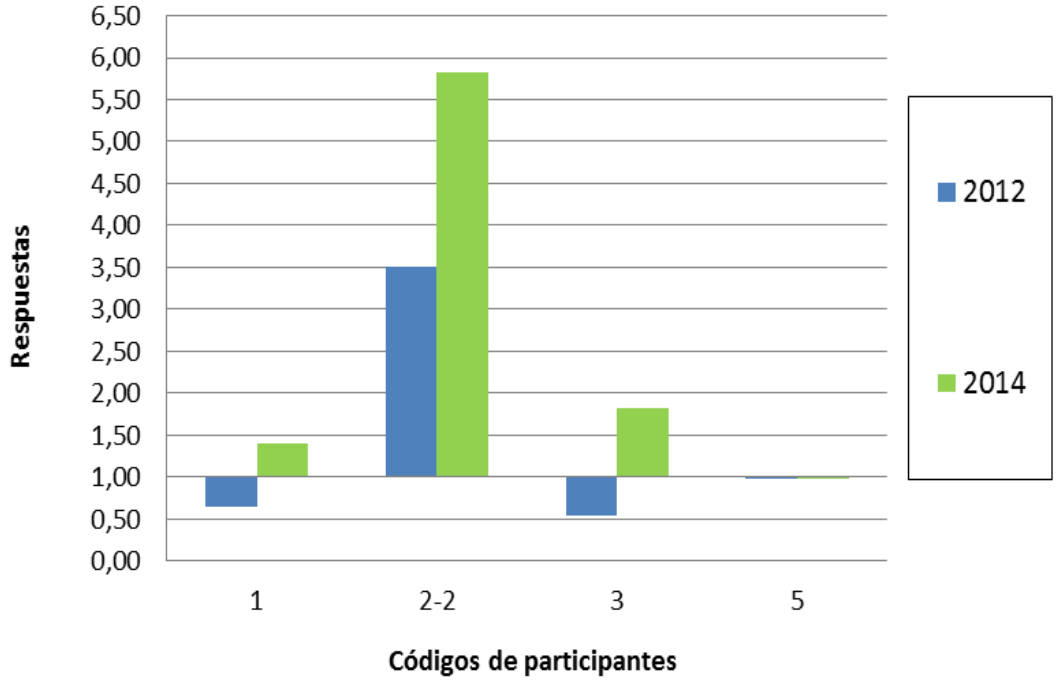


Figura 14. Comparación del promedio de las respuestas por calidad de radiación de los participantes entre los ejercicios de 2012 y 2014.
Caso ^{252}Cf+C_2O+Cd.

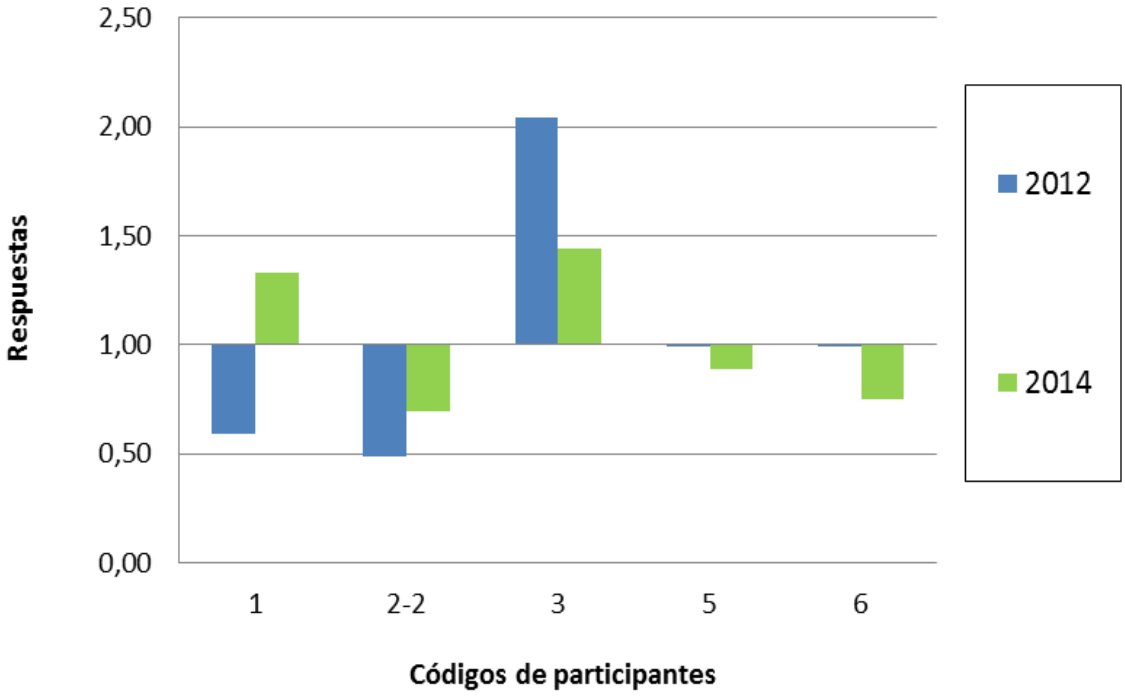


Figura 15. Comparación del promedio de las respuestas por la calidad de radiación de los participantes entre los ejercicios de 2012 y 2014.
Caso ^{241}Am-Be

4.3. Análisis de los resultados

A partir de los resultados obtenidos en el ejercicio de intercomparación, se observa que:

- El 33% de los laboratorios participantes cumple con los criterios de aceptación expuestos en el punto 3.

- El 69% de los valores de dosis informados se encuentran dentro de la banda de aceptación.

- Se evidencian problemas en la medición de dosis en ^{252}Cf+D_2O+Cd (cuya energía promediada en fluencia es de 0,55 MeV [1]) en todos los rangos de dosis irradiadas, principalmente en el caso de 1,2 mSv donde sólo el 40% de los valores informados se encuentran dentro de la banda de aceptación.

- El desempeño global con la fuente de ^{252}Cf fue aceptable, donde el 60% de las dosis informadas se encontraron dentro de la banda de aceptación, mientras que con la fuente de ^{241}Am-Be se evidenciaron muy buenos resultados, donde el 93% de las dosis informadas satisficieron los requerimientos.

- Tres participantes no informaron la calidad de radiación por dosímetro (Códigos: 2, 4 y 6), mientras que el resto las informaron de forma correcta.

- Varios laboratorios emitieron los resultados sin identificar la magnitud dosimétrica y la unidad correspondiente, por lo que fue necesario solicitar aclaraciones al respecto.

- Una de las recomendaciones surgidas del ejercicio de 2012 establecía que los dosímetros debían ser calibrados en ^{241}Am-Be. El ejercicio 2014 evidenció la aplicación de esa recomendación ya que las dosis informadas en esta calidad de radiación han sido las que mejor desempeño tuvieron (93%),

- En el caso de ^{252}Cf+D_2O+Cd aún se evidencian inconvenientes en las mediciones ya que no hubo mejora en las respuestas (Figura 14). A pesar de esto, las dosis informadas para este caso, sobreestimaron los valores de dosis.

- El criterio de aceptación está basado en fuentes de neutrones de espectros conocidos para medición bimensual. Los dosímetros activos EPD suelen ser usados en fracciones de tiempo que pueden ir desde minutos hasta días. A pesar de esto, se aplicó el mismo criterio de aceptación que para el resto de los dosímetros.

5. CONCLUSIONES

Se llevó a cabo el ejercicio de intercomparación de dosímetros personales de neutrones correspondiente al año 2014. Este ejercicio tuvo como finalidad conocer el desempeño de los laboratorios de dosimetría que ofrecen su servicio actualmente en la región, encontrando que el 33% de los participantes cumplieron con los criterios de aceptación.

Si bien la proporción de participantes con desempeños aceptables es baja, en la mayoría de los casos sólo sería necesario corregir el factor de calibración, principalmente en el caso del ^{252}Cf+D_2O+Cd donde varios participantes sobreestimaron el valor de dosis de referencia.

Se recomienda que los participantes adapten sus informes para lograr una mayor claridad en la expresión de los resultados, lo cual podría lograrse siguiendo los lineamientos de la norma internacional ISO 17025 [8].

Recomendación: a la luz de los resultados obtenidos en esta segunda convocatoria, a la necesidad de observar la evolución de los rendimientos, a los comentarios de los participantes y a que algunos servicios de dosimetría no participaron, se recomienda realizar una intercomparación durante el año 2016.

6. REFERENCIAS

[1] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION. “Reference neutron radiations – Part 1: Characteristics and methods of production”. ISO 8529-1:2001. Geneva, ISO.

[2] LA-UR-06-7427. Characterization of the Centro Atómico Ezeiza Neutron Calibration Facility. Los Alamos National Laboratory, 2006.

[3] LA-UR-09-00488. Characterization of the Centro Atómico Ezeiza Neutron Calibration Facility. Los Alamos National Laboratory, 2009.

[4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. “Assessment of Occupational Exposure Due to External Sources of Radiation”. SSS RS-G-1.3. Vienna, IAEA (1999).

[5] AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR. “Norma básica de seguridad radiológica”. ARN AR 10.1.1 Rev. 3. Buenos Aires, ARN, 2003.

[6] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION. “Reference neutron radiations -- Part 3: Calibration of area and personal dosimeters and determination of their response as a function of neutron energy and angle of incidence”. ISO 8529-3:1998. Geneva, ISO.

[7] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION. “Radiation protection – Criteria and performance limits for the periodic evaluation of processors of personal dosemeters for X and gamma radiation”. ISO 14146:2000. Geneva, ISO.

[8] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION “General requirements for the competence of testing and calibration laboratories”. ISO/IEC 17025:2005. Geneva, ISO.

Exemption and Clearance Progress in the Argentine Regulatory System

Bossio, M.C.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 abril de 2015

EXEMPTION AND CLEARANCE PROGRESS IN THE ARGENTINE REGULATORY SYSTEM

Bossio, M.C.[1]

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

Abstract

Generic Exemption Levels and Generic Clearance Levels were adopted by the Nuclear Regulatory Authority (ARN), which recommended the Radioactive Waste Department of such institution the development of regulatory implementation guides, which are currently available in the ARN´s website.
The progress made in Argentina related to exemption and clearance of practices or materials containing radionuclides is addressed in this paper. In this context, examples of some clearance and exemptions requests are presented.
As consequence of the implementation of the exemption and clearance generic levels, the ARN expects to optimize the regulatory registration system and the radioactive waste management system, taking into account that there is no need to control radioactive materials that produce trivial doses to the public and to the environment. As a result, the ARN will develop a graded approach when allocating its resources, stressing out those activities that present a significant radiation risk, fulfilling with the IAEA´s international recommendations.

Introduction

With the aim of optimizing the regulatory system in Argentina, the Nuclear Regulatory Authority (ARN) evaluated two worldwide concepts used in the radioactive waste management field: "Generic Exemption Levels" (NGE) and "Generic Clearance Levels" (GCL). The analysis covered the study of international references, especially, the Document from the Commission of the European Communities "Radiation Protection 65" and the "Safety Reports Series 44", from the International Atomic Energy Agency, in which the scenarios used to derive these levels are established [1][2]. The parameters used in each scenario and its corresponding degree of conservatism were thoroughly evaluated, and based on this assessment, the possible adoption of such levels in the Argentinean Regulations was considered.

In 2007, the ARN Director´s board approved the adoption of the Generic Exemption Levels recommending the development of a regulatory implementation guide. From that date an important progress has been done concerning exemption of radioactive material. This paper addresses the results and conclusions of evaluations from some requests received by the ARN, such as, the exemption of the distribution, use and final disposal of lighting products with radioactive material (^{85}Kr and ^{232}Th), the exemption for the trade, installation, use and decommissioning of welding TIGs (plasma spraying) containing ^{232}Th, and the release of Ionization Chamber Smoke Detectors (ICSDs) containing ^{241}Am.

In 2009, the ARN Director´s board approved the adoption of the Generic Clearance Levels, recommending also the development of a regulatory implementation guide. Since that year, nuclear fuel cycle facilities have been very interested in the possibility of releasing materials with radioactive content from their installations, however, as the demonstration for compliance with the generic values is not an easy task, the ARN did not receive any formal request yet from these facilities. In the meantime, the ARN has organized a symposium for the "National Radioactive Waste Management Program" with the aim of providing guidance on clearance procedures. As a result, in the next years, the ARN expects to receive more clearance requests including the release of silica gel, metals components, compactable waste from nuclear power plants and other facilities within nuclear fuel cycle.

However, progress has been made related to conditional clearance. Conditional clearance is based on a case by case study, and it consists on releasing radioactive material if the trivial dose criterion is met (10-

[1] mbossio@arn.gob.ar

100μSv/y) [5]. This paper addresses the result of the evaluation of a conditional clearance concerning liquid waste with ^{3}H from a laboratory.

The regulatory implementation guides for exemption and clearance are currently available in the ARN´s website (AR Guide 06 and AR Guide 08) [3] [4].

Evaluations Regarding Exemption

1. Luminous Lamps Containing ^{85}Kr and ^{232}Th

The ARN received a request for granting the exemption for the import, export, use and storage of luminous lamps containing ^{85}Kr and ^{232}Th.

In Argentina the international trade of any radioactive material is subject to control regardless the total activity or the activity concentration. Therefore, the import or export of these luminous lamps should be notified to the ARN.

In order to determine if the use and storage of these products were exempted the following assessment was carried out.
The total activity for each model of the luminous lamp declared by the petitioner was compared to the NGE of ^{85}Kr (10000 Bq) and ^{232}Th (1000Bq) established in the regulatory guide AR 6. In all the analyzed cases the total activity was smaller than the NGE, therefore the use of these lamps would not represent any radiological risk to the public considering them exempted form regulatory control. However, if the petitioner changes any of the conditions declared in its request, it should be notified to the ARN in order to determine if the exemption is still valid. The associated final disposal of these is also exempted form regulatory control.

In order to evaluate if the storage of these products represent a risk to the public or if the practice could be exempted, the maximum activity to be stored was needed. The petitioner declared that no more than 14,3 MBq of ^{85} Kr y 6,3 KBq of ^{232}Th would be stored at any moment.

The exposure scenarios considered for this assessment were external irradiation and inhalation of combustion products as a result of an accidental fire.[1] First, the scenarios were calculated for the lamps containing ^{85}Kr and then for lamps with ^{232}Th. Finally the doses were summed up.
The first exposure pathway considers a person working in an office at 5meters from the deposit according to the lay out provided by the petitioner. The radioactive lamps were represented as a punctual source of 1m3. For the external exposure from lamps with ^{85}Kr, the beta radiation was not taken into account and for ^{232}Th alpha radiation was not considered. The resultant dose for this scenario was 0,48μSv/a. Therefore, the external dose received from the storage of these lamps is below the trivial dose range [5].

The second scenario considered a person inhaling the combustion products that fill the volume of the storeroom as a result of an accidental fire during 10 minutes. All the activity is assumed to get on fire. It was also assumed that the airborne concentration remains constant during 10 minutes. The inhalation dosimetric factor for ^{85}Kr is negligible. Therefore the relevant radionuclide in this case was ^{232}Th. The resultant dose for this scenario was 0,00132 μSv/y.

In order to complete the evaluation and assess the doses received by the public living near the deposit in case of an accidental fire, the HOT SPOT model was run considering different atmospheric conditions. The worst scenario considered (Hf^{2} = 0 m y Hp^{3} = 4 m, y F stability class F (0,1 m/s)) originates a dose of 0,00315μSv/y for ^{232}Th and 0,000138 μSv/y for ^{85}Kr. [7]

As consequence, the storage of luminous lamps does not represent any radiological risk to the workers or public, and the exemption of this practice has been granted by the ARN. However, if the total activity stored exceeds in one order of magnitude from the one declared by the petitioner, a new assessment should be carried out in order to guarantee radiological safety.

[2] Hf: Height of fire
[3] Hp: Height of plume

2. Welding TIGs (Plasma Spraying) Containing ^{232}Th.

In December 2012 the ARN received a request for the exemption of the practice of importation, sale, installation and dismantling of 10 (ten) Welding TIGs (plasma spraying) containing ^{232}Th.

As mentioned before, in Argentina the international trade of any radioactive material is subject to control regardless the total activity or the activity concentration. Consequently, the import or export of these welding TIG´s should be notified to the ARN.

According to the petitioner, the total activity for each electrode was 1232 Bq. This activity exceeds the NGE established in the AR Guide 06 of 1000 Bq[3]. However, a series of exposure scenarios were evaluated in order to analyze if the trivial dose criteria was still met, allowing the exemption of the practice.[8]

The exposure pathways considered were [1]:

1) External irradiation due to storage of 10 TIG´s
2) External dose from handling a TIG
3) Final disposal in landfill site
4) Accidental fire in storage

The doses that arise from these scenarios were, in the first case E = 0,22 μSv/y, in the second case E = 0,0262 μSv/y and in the third case E = 0,54 μSv/y. In the last exposure pathway the dose was of the order of 27μSv/y, but the comparison dose criteria established in [1] for low probability scenarios is 1mSv/y. As it can be noticed, the doses are trivial, thus they do not represent a significant risk to the public.

In order to complete the evaluation, the professional use was also considered. As these electrodes would be handled in a remote way and the user would be isolated in a metallization cabin, the doses would result trivial as well. As consequence, the exemption of the practice was granted by the ARN. However, if the petitioner changes the conditions declared in the request, such as for example, the amount of electrodes in stock, it should be verified that the doses are still trivial.

3. Final Disposal of Smoke Detectors

In May 2013 the ARN received an enquiry on how to manage the final disposal of 2 smoke detectors containing Am 241. The information about the activity, brand, model and photo of the smoke detector was requested in order to proceed with the evaluation. Due to confidential agreements, the brands will be named as “A” and “B”. The total activity for the “A” smoke detector was 0,9μCi and for the “B” detector was 1μC.

As it can be observed, the activities for these smoke detectors exceed the NGE for ^{241} Am (10000Bq) established in the AR Guide 6 [3], however, a series of exposure scenarios were analyzed in order to determine the possibility of granting a conditional exemption and allowing a conventional final disposal.

The scenarios considered were [1]:

- External exposure considering the smokes detectors as a point source
- External exposure from a landfill site.
- External exposure to skin from handling the smokes detectors found at a landfill site
- Ingestion of the ^{241}Am source at a landfill site.

For the analysis it was conservatively assumed that the activity of both smoke detectors was 1 μCi (37000Bq).

The first scenario considers that a child could be exposed to both smoke detectors left in a room of a house for a total of 5000 hrs. For the second scenario, the total exposure time considered was 300hrs. For

the third scenario it was considered that a child could play 10 minutes per day during a year with the source. None of these scenarios represented a significant dose.

The critical exposure pathway for this assessment corresponds to the last scenario: "ingestion of the ^{241} Am source at a landfill site", which assumes that a child inadvertently ingests a small fraction (1.10^{-3}) of the radioactive source.

The scenario is represented by the following calculation:

E = A * R9 * f * DECAY

Where R9 = Ingestion dose coefficient factor for child [6]

E = 37000 Bq * $3{,}7.10^{-7}$ Sv / Bq * 1.10^{-3} * 0,99

E = 13,5 μSv/ año

As it can be observed, the dose arising from for the critical exposure pathway is greater than 10μSv/y, but still lies between the trivial dose range. [5]

The ARN allowed the final disposal of the 2 smoke detectors in a landfill site considering that the doses arising from the scenarios would be trivial to the public, and that the radioactive material is securely bound in a metal foil which makes the source inherently safe.

Evaluations regarding Clearance

1. Clearance of Radioactive Waste from a Laboratory

In September 2012 the ARN received a request for conditional clearance of liquid radioactive waste generated in laboratory of food contaminant analysis.

The petitioner establishes that 3 batches of analysis are carried out per week in the laboratory. In each batch 50 tubes with organic substances and ^{3}H are used. Each tube contains 7ml and a total activity of 0,014 μCi. The radioactive liquid wastes are discarded in 20lts plastic drum. The maximum storage period of these wastes is 6 weeks; hence 18 batches of 50 tubes will be generated in this period. This means that the total volume and the total activity that would be stored is 12, 6 μCi. Conservatively assuming that the density of the solution is equal to the density of water (1g/cm3), the mass of waste would be 6,3 kg. Due to the fact that it is a homogeneous waste, the resultant activity would be 74 Bq/g.

As it can be observed, the activity concentration of the waste is significantly smaller than the NGE (in activity concentration) established in the AR Guide 6 of 1.106 Bq/g[1] and is less that the GCL established in the AR Guide 8 of 100 Bq/g [4].

As consequence, the ARN granted the conditional clearance for these wastes. Nonetheless, it should be noticed that these waste should be treated as hazard wastes and be incinerated in order to avoid any other kind of risk. If the petitioner wishes to change the storage procedure, or decides to mix these wastes with other wastes, he must notify the ARN in order to assess the conditional clearance under the new conditions.

Conclusions

As a result form the adoption and implementation of exemption and clearance levels, the ARN expects to optimize the regulatory registration system and the radioactive waste management system, taking into account that there is no need to control radioactive materials that produce trivial doses to the public and to the environment. As a result, the ARN will develop a graded approach when allocating its resources, stressing out those activities that present a significant radiation risk, fulfilling with the IAEA´s international recommendations.

References

[1] Commission of the European Communities. “Radiation Protection 65.” Principles and Methods for Establishing Concentrations and Quantities (Exemption values) Below which Reporting is not Required in the European Directive”. 1993.

[2] International Atomic Energy Agency. “Derivation of Activity Concentration Values for Exclusion, Exemption and Clearance”. Safety Reports Series Nº 44. Vienna, IAEA, 2005.

[3] Autoridad Regulatoria Nuclear. Guía AR “Niveles Génericos de Exención”. Bs. As. 2010.

[4] Autoridad Regulatoria Nuclear. Guía AR 8 “Niveles Genéricos de Dispensa”. Bs. As. 2011.

[5] ICRP Publication 104: “Scope of Radiological Protection Control Measures”.

[6] Autoridad Regulatoria Nuclear. Guía AR 1 Rev 1. “Factores dosimétricos para irradiación externa y contaminación interna, y niveles de intervención para alimentos”. Bs. As. 2003.

[7] Lawrence Livermore National Laboratory “HOT SPOT model”.

[8] Autoridad Regulatoria Nuclear. Norma AR 10.1.1 Rev 3. “Norma Básica de Seguridad Radiológica” Bs. As. 2003.

Los servicios del Centro de Información/Biblioteca de la Autoridad Regulatoria Nuclear

Carregado, M.A.; Garraza, P.; Barone, M. y Di Trano, V.

Presentado en: Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear – AATN.
Buenos Aires, Argentina, 30 de noviembre al 4 de diciembre de 2015

LOS SERVICIOS DEL CENTRO DE INFORMACION/ BIBLIOTECA DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR

Carregado, M.A[1].; Garraza, P.[2]; Barone, M.[3]; Di Trano, V.[4]

Autoridad Regulatoria Nuclear
e-mail: acarregado@arn.gob.ar[1]; pgarraza@arn.gob.ar[2];mbarone@arn.gob.ar[3]; vditrano@arn.gob.ar[4]

Resumen

El objetivo de este trabajo es difundir los servicios y actividades de la Biblioteca de la Autoridad Regulatoria Nuclear de la Argentina (ARN), a todos los profesionales en el área de la protección radiológica y seguridad nuclear, como así también a la comunidad científico-técnica que requiera de nuestra colaboración en materia bibliográfica. En el mismo, se hace una breve reseña histórica de los cuarenta y ocho años de la Biblioteca de la ARN, se detallan los servicios que brinda actualmente y se describen las tareas que se llevan adelante en concepto de colaboración con otras instituciones. Entre ellas se mencionan las labores conjuntas en el “Comité de Terminología del IRAM/ISO”, el ingreso de material a la base de datos “INIS Collection Search” del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), la incorporación de documentos en el “Foro de Organismos Reguladores Iberoamericanos”, y la participación en consorcios de bibliotecas especializadas en el área nuclear (“Red Regional de Información en el Área Nuclear” (RRIAN) e “International Nuclear Library Network” (INLN)). Además, se informa sobre las tareas de alfabetización informacional que la Biblioteca viene llevando a cabo destinadas en primera instancia, a los estudiantes de las carreras de posgrado (Carrera de Especialización en Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes de Radiación; Carrera de Especialización en Seguridad Nuclear) y la proyección de ampliar este servicio en el corto plazo. Finalmente, se dará a conocer el proceso que se llevó a cabo para obtener la certificación de la Biblioteca bajo la norma ISO-9001, y cómo se está gestando el proyecto de conformación de un repositorio institucional para almacenar en formato digital la producción científica de la institución.

THE SERVICES OF THE INFORMATION CENTER/ LIBRARY OF THE NUCLEAR REGULATORY AUTHORITY

Carregado, M.A[1].; Garraza, P.[2]; Barone, M.[3]; Di Trano, V.[4]

Autoridad Regulatoria Nuclear
(Nuclear Regulatory Authority)
e-mail: acarregado@arn.gob.ar[1]; pgarraza@arn.gob.ar[2];mbarone@arn.gob.ar[3];
vditrano@arn.gob.ar[4]

Abstract

The objective of this work is to spread the services and activities of the Library of the Nuclear Regulatory Authority of Argentina (ARN) to all professionals in the area of radiological protection and nuclear safety, as well as the scientific and technical community that requires our bibliographic collaboration. In it, there is a brief historical review of the forty-eight years of the library of the ARN, details of the services that currently provides and a description of the tasks that are carried forward in concept of collaboration with other institutions. Among them is mentioned joint work in the "Committee of Terminology of the IRAM/ISO", the input of documents to the database "INIS Collection Search" of the International Atomic Energy Agency (IAEA), the incorporation of documents in the "Iberoamerican Forum on Radiation and Nuclear Regulatories" and participation in consortia of libraries specializing in the nuclear area ("Regional Network of Information in the Nuclear Area" (RRIAN) and “International Nuclear Library Network” (INLN)). In addition, it reports on the tasks of information literacy that the Library has been carrying out, aimed in first instance to students in post-graduate careers (Specialization Career in Radiological Protection and Safety of Radiation Sources; Specialization Career in Nuclear Safety) and the projection of expanding this service in the short term. Finally, it informs the process that was carried out to obtain the Certification of the Library under the ISO-9001 standard, and how the project of creation of an Institutional Repository is brewing to store in digital form the scientific production of the institution.

Introducción

La Biblioteca de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) tiene como misión proveer de un modo rápido y eficiente, la información bibliográfica necesaria en materia de protección radiológica y nuclear, salvaguardias y protección física, que sirva de apoyo a la función regulatoria de la ARN, como también a profesionales y técnicos de otras instituciones nacionales y extranjeras relacionadas a la temática. Sin embargo, suministrar información no es la única tarea que esta Biblioteca desarrolla. Proyectada como una unidad moderna y dinámica, interviene en diversas actividades que la destacan y diferencian de otras organizaciones de su misma categoría, entre ellas, la recopilación de la documentación bibliográfica a nivel nacional relacionada con el área de la protección radiológica, seguridad y medicina nuclear, y su posterior input, o entrada, a la base de datos bibliográfica internacional "INIS Collection Search". Además, la Biblioteca participa activamente del "Comité de Terminología de IRAM-ISO", brindando asistencia en la búsqueda de términos y definiciones de la disciplina nuclear en fuentes de referencia especializadas. Por otro lado, nuestra Biblioteca ha considerado fundamental desde sus inicios, la misión de preservar la Memoria Institucional de la ARN, recolectando los trabajos producidos por sus investigadores. De esta forma se ha posicionado, como una organización pionera en el campo de la gestión del conocimiento, participando desde el 2007 en el repositorio temático del "Fondo Documental del Foro Iberoamericano de Reguladores Nucleares". La Biblioteca de la ARN cuenta con un importante patrimonio científico y técnico de más de cinco décadas del desarrollo nuclear, conteniendo conocimientos valiosos para preservar el futuro de la institución, el compromiso de esta unidad, es hacerlo accesible y localizable para las futuras generaciones.

Historia [2]

1967. Comenzó a funcionar como una pequeña biblioteca especializada en protección radiológica y seguridad nuclear dentro del Centro Atómico Ezeiza (CAE), dependiente en ese entonces, de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA).
1980. La Biblioteca se fue convirtiendo en un centro de información, realizándose las primeras búsquedas bibliográficas automatizadas, lo que representó un gran avance para el área y sus usuarios.
1987. Este Sector ya contaba con una de las primeras computadoras personales que ingresaba a la institución, la cual permitió crear una base de datos en sistema MicroISIS. En dicha base se ingresaban todos los informes regulatorios de la Nuclear Regulatory Commission (US), material de apoyo para la actividad en materia de seguridad nuclear.
1994. Se crea el Ente Nacional Regulador Nuclear; la Biblioteca forma parte de este organismo. Iniciamos las primeras conexiones vía e-mail y consultas en sitios de internet.
1995. Adquirimos servicios importantes de bases de datos como Dialog, y British Libary.

1997. Surge por Ley Nacional la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), a la cual pertenece la Biblioteca hasta la actualidad.

1998. Inicia su participación en Redes Internacionales de Información Bibliográfica en el intercambio de documentación primaria.

1999/2011. Se continúa adquiriendo material bibliográfico como publicaciones periódicas, libros, normas regulatorias e informes técnicos

2012/13. El Centro de Información asume la Presidencia y Secretaría del Comité de Publicaciones de la ARN. Se implementa el sistema integrado de gestión bibliotecaria Pérgamo, con su catálogo en línea.

2014. Comienza a incluir e-books en su acervo bibliográfico.
2015. Certificación de la Biblioteca mediante ISO-9001 (*versión vigente*). Inicia el Proyecto de Repositorio Institucional para la preservación de su producción científica. Comienza el Proyecto de Alfabetización informacional para sus usuarios.

Actividades principales de la Biblioteca

Entre las principales tareas que lleva a cabo la Biblioteca de la ARN, podemos citar [1,3]:

- Asesoramiento a los usuarios en la solicitud y detección de necesidades de material bibliográfico, y la gestión para su adquisición.
- Procesos técnicos y circulación del material bibliográfico.
- Programa de Alfabetización Informacional para usuarios de ARN.
- Funciones de Presidencia y Secretaría del Comité de Publicaciones de la ARN.
- Ingreso de documentos al Fondo Documental del Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares.
- Tareas de apoyo en el Subcomité Terminología de ISO IRAM (TC85/WG1).
- Ingreso de registros a la base de datos “INIS Collection Search” del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).
- Certificación y gestión del Sistema de Calidad de la Biblioteca bajo norma ISO-9001 *(en su versión vigente).*
- Participación en Redes de Información Bibliográfica (RRIAN; INLN; etc.)

Certificación

Normas utilizadas para la Certificación:

Con el objetivo de integrarnos al Sistema de Gestión de Calidad de la ARN, la Biblioteca asumió el desafío de certificar sus procesos para garantizar calidad y excelencia en sus servicios y productos, con el compromiso de lograr la satisfacción de los usuarios y la mejora continua.
A principios del 2015, la Biblioteca de la ARN inició, con la colaboración de la Unidad de Gestión de la Calidad de nuestra Institución, el camino para la Certificación bajo la norma ISO-9001:2008. Para dicha Certificación de la Biblioteca/ Centro de Información, se han utilizado las siguientes normas[1] :

- *ISO 9000 “Sistemas de gestión de la calidad - Fundamentos y vocabularios” (en su versión vigente).*
- *IRAM-ISO 9001 “Sistemas de gestión de la calidad – Requisitos” [7] (en su versión vigente).*
- *IRAM-ISO 11620 “Información y documentación – Indicadores de desempeño de bibliotecas” [6] (en su versión vigente).*
- *IRAM 30500 “Guía para la aplicación de la norma IRAM-ISO 9001 en las bibliotecas y otras unidades de información” [5] (en su versión vigente).*
- *IRAM 32055 “Directivas para la confección de guías de Bibliotecas y Centros de Información” (en su versión vigente).*

Documentación para la Certificación

Para llevar a cabo la Certificación se debe contar con la siguiente documentación que avale todas las actividades que lleva a cabo la Biblioteca:

Procedimientos:

P-BIB-01	Rev.0	*Procesos técnicos y circulación de material bibliográfico*
P-BIB-02	Rev.0	*Adquisición de documentos bibliográficos*
P-BIB-03	Rev.0	*Consultas bibliográficas en base de datos*
P-BIB-04	Rev.0	*Comité de publicaciones*

Tabla 1

Instructivo:

I-BIB-01	Rev.0	*Gestión e Incorporación de documentos bases bibliográficas externas*

Tabla 2

Reglamentos:

R-BIB-01	Rev.0	*Reglamento para el funcionamiento y utilización de los servicios de la biblioteca de la ARN*
R-BIB-02	Rev.2	*Reglamento de comité de publicaciones de la ARN*

Tabla 3

Formularios:

F-BIB-01	Rev.4	*Préstamo de material bibliográfico - libro*
F-BIB-02	Rev.4	*Préstamo de material bibliográfico – revista*
F-BIB-03	Rev.2	*Planilla de registro de pedidos*
F-BIB-04	Rev.1	*Acta de Comité de Publicaciones*

F-BIB-05	Rev.1	*Datos personal de Biblioteca - Centro de Información*
F-BIB-06	Rev.2	*Encuestas de usuarios*
F-BIB-07	Rev.1	*Recepción de quejas y sugerencias*
F-BIB-08	Rev.1	*Registro de quejas*
F-BIB-09	Rev.2	*Encuesta de Usuarios Externos*
F-BIB-10	Rev.0	*Evaluación de Proveedores*

Tabla 4

Proyecto de Programa de ALFIN para los usuarios de ARN

Este Proyecto surge a partir del análisis de las estadísticas de uso de los servicios de nuestra Unidad y de la observación del Equipo de Biblioteca, sobre la necesidad de los estudiantes e investigadores de nuestra institución, de recibir capacitaciones tendientes a dotarlos de las competencias informacionales necesarias para el desarrollo de sus trabajos académicos y de investigación. El objetivo del Proyecto se centra en contribuir a la formación de perfiles de usuarios autónomos de la información, que los posicione favorablemente para el aprendizaje permanente y la actualización continua en sus disciplinas.[8, 10]

"Un programa de alfabetización informacional (ALFIN) es un proceso continuo, sistemático y organizado de actividades de enseñanza-aprendizaje que se llevan a cabo de forma gradual, con la finalidad de lograr una transición del usuario en el uso de la información donde quiera que se encuentre y en cualquier formato, de tal forma que permita al individuo pasar de una situación de carencia en relación a la información detectada, hacia la satisfacción de dicha necesidad a partir del desarrollo de competencias informativas." [9]

"Una persona alfabetizada en información es aquella que:

• Reconoce la necesidad de información.

• Sabe que una información precisa y completa es la base para la toma de decisiones inteligentes.

• Identifica potenciales fuentes de información.

• Desarrolla con éxito las estrategias de búsqueda.

• Accede a fuentes de información, incluidas las basadas en computadoras y otras tecnologías.

• Evalúa la información.

• Organiza la información para su aplicación práctica.

• Integra la nueva información en su cuerpo de conocimientos.

• Utiliza la información para desarrollar un pensamiento crítico y solucionar problemas."[4]

Nuestras acciones de ALFIN están orientadas con el fin de que los participantes adquieran competencias que les permitan:

• Identificar la necesidad de información.

• Acceder y usar los distintos recursos de información que tienen disponibles.

• Evaluar la pertinencia y calidad de la información.

• Comunicar la información.

• Usar legal y éticamente la información.

Con el fin de expandir las acciones de ALFIN a los usuarios de nuestra institución, se dictó por primera vez en octubre del corriente año el primer "Taller de búsquedas de información bibliográfica en bases de datos para profesionales y estudiantes del área nuclear" destinado a los alumnos de la Carrera de Especialización en Seguridad Nuclear.

Temario del taller:

• Nociones básicas de búsqueda de información: la importancia de las publicaciones periódicas para mantenerse actualizado en una disciplina. Objetivos de una búsqueda bibliográfica. Fuentes de información primaria y secundaria.

• Nociones básicas sobre fuentes de información documentales y recuperación de información en bases de datos referenciales: Búsqueda de información científica en el Área Nuclear, técnicas de búsqueda, evaluación de resultados: Bases de datos bibliográficas "INIS Collection Search" y Scopus.

• La importancia de la citación de la bibliografía consultada para los trabajos académicos. Gestores bibliográficos. Software libre Zotero.

Proyecto de la creación de un Repositorio Institucional para la ARN

El objetivo de este Proyecto es reunir, preservar y difundir el material científico e institucional producido por la ARN mediante la creación de un repositorio digital regido por una política de acceso abierto.
Consideramos que la producción científica de la ARN necesita y merece ser parte de la corriente actual del movimiento de acceso abierto que en nuestro país ha sido ampliamente adoptada por todo tipo de instituciones y que ha sido avalado legislativamente mediante la promulgación de la Ley 26899 de "Creación de Repositorios

Digitales Institucionales de Acceso Abierto" de noviembre de 2013. Como Institución, nos sumamos a los esfuerzos del Ministerio de Ciencia, Tecnología e Innovación Productiva de la República Argentina, en pos de crear un repositorio digital institucional que permita dar acceso al patrimonio documental científico-técnico de más de cinco décadas de desarrollo nuclear, y que contiene conocimientos valiosos para preservar el futuro de la institución.
Este repositorio constituirá un portal único de entrada hacia las diversas formas en que nuestra institución ha plasmado y transmitido los conocimientos derivados de su labor regulatoria a lo largo de su historia, preservando y potenciando su uso.
Un repositorio institucional es, en definitiva, la evolución de todos los esfuerzos pasados por evitar perder la memoria institucional, asegurar su acceso y hacerla visible.

Conclusiones

El presente trabajo tiene la finalidad de informar a la comunidad científica-nuclear, de los servicios y productos que ofrece nuestra Biblioteca/Centro de Información.
Los proyectos activos que emprende esta Unidad, la enmarcan en un ambiente continuamente dinámico regido por estándares que garantizan la eficiencia y eficacia de sus tareas.
La utilización de la información académica resulta fundamental para las tareas de investigación y desarrollo de nuestro país. A partir de esta premisa, la Biblioteca desarrolla servicios de excelencia orientados a brindar acceso a la información científica.
El equipo de trabajo de esta Biblioteca/Centro de Información se compromete a través de actividades específicas, a ofrecer servicios de calidad que satisfagan las necesidades de sus usuarios.

Agradecimientos

- A la Lic. Verónica Wallingre por trabajar de manera desinteresada en el Proyecto del Repositorio Institucional de la ARN.
- A la Unidad de Calidad por hacer posible la Certificación de la Biblioteca.
- A la Secretaria General de nuestro Organismos, la Sra. Mabel Barbas, por confiar en todas las tareas desarrolladas en nuestro Centro de Información.
- Al Directorio de la ARN.
- A las bibliotecas cooperantes en la recuperación de la información.
- A todos nuestros usuarios.

Referencias

1. Barone, M.; Carregado, M.A. "Desafíos de la Certificación de una Biblioteca Especializada: el caso de la Autoridad Regulatoria Nuclear". Seminario Dilemas de la Biblioteca Actual: El Sistema de Gestión de Calidad. Buenos Aires, Argentina, 21 octubre 2015.
2. Carregado, M.A. "El Centro de Información del Ente Nacional Regulador Nuclear (ENREN)". 5to. Congreso Argentino de Radioprotección. Santa Fe, Argentina, 6-8 septiembre 1995.

3. Carregado, M.A.; Wallingre, G.V. “Servicios del Centro de Información de la Autoridad Regulatoria Nuclear”. Reunión de los Resultados de Ejercicio de Intercomparación de la Red Latinoamericana de Dosimetría Biológica. Buenos Aires, Argentina, 27-30 octubre 2008.
4. Doyle, C. S. (1992). Outcome Measures for Information Literacy within the National Education Goals of 1990. Final Report to National Forum on Information Literacy. Summary of Findings. Retrieved from http://eric.ed.gov/?q=Outcome+measures+for+information+literacy+within+the+national+education+goals+of+1990&id=ED351033
5. Instituto Argentino de Normalización y Certificación. “Guía para la interpretación de la norma IRAM-ISO-9001: 2008 en las bibliotecas y otras unidades de información”. IRAM-30500. IRAM, Buenos Aires, 2012.
6. Instituto Argentino de Normalización y Certificación. “Información y documentación. Indicadores de desempeño de bibliotecas”. IRAM-ISO-11620:2007. IRAM, Buenos Aires, 2007.
7. Instituto Argentino de Normalización y Certificación. “Sistemas de gestión de calidad. Requisitos”. IRAM-ISO-9001:2008. IRAM, Buenos Aires, 2008.
8. Small-Chapman, M. C., Pérez-Randiche, L. M., & Reyes-Balboa, Y. (2012). Programa de Alfabetización Informacional para los Profesores de la Universidad de Ciencias Médicas. Ciencias Holguín. Retrieved from http://www.redalyc.org/articulo.oa?id=181524338015
9. Tarango, J., & Mendoza-Guillén, G. (2012). Didáctica básica para la alfabetización informacional. Buenos Aires: Alfagrama.
10. Uribe-Tirado, A. (2013, September 18). Lecciones aprendidas en programas de Alfabetización Informacional en universidades de Iberoamérica / Lessons learned in Information Literacy Programs at universities in Ibero-America (Thesis). Universidad de Granada (España). Retrieved from http://eprints.rclis.org/22416/

Percepción sobre la energía nuclear en Argentina: investigación con alumnos del nivel secundario

Chahab, M.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 de abril de 2015

PERCEPCIÓN SOBRE LA ENERGÍA NUCLEAR EN ARGENTINA: INVESTIGACIÓN CON ALUMNOS DEL NIVEL SECUNDARIO

PERCEPTION OF NUCLEAR ENERGY IN ARGENTINA: RESEARCH ON HIGH-SCHOOL STUDENTS

Martín Chahab
Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN)
Av. Del Libertador 8250 - Buenos Aires
República Argentina
mchahab@arn.gob.ar

Resumen

Como parte de una investigación para la obtención de un Doctorado en Ciencia Política sobre las políticas de comunicación nuclear en Argentina, se realizó un estudio cuantitativo sobre la percepción de la energía nuclear en 9 ciudades de Argentina, del que participaron 2210 estudiantes del último año del secundario de escuelas cercanas a centrales nucleares, centros atómicos e instalaciones radiactivas relevantes y escuelas lejanas de cualquier tipo de instalación nuclear o radiactiva de Argentina, que permitieron observar algunos impactos de esas acciones de comunicación en los alumnos.
La investigación recogió información sobre las imágenes mentales de los alumnos sobre la energía nuclear, la seguridad de las centrales nucleares, la minería a cielo abierto, las radiaciones ionizantes, la regulación de la actividad nuclear y el impacto al medio ambiente de la energía nuclear, entre otros temas relacionados. Para obtener mayores conclusiones de la información recolectada se creó un modelo de Mente Nuclear Estudiantil Argentina (MENAR).
Este trabajo presenta algunos de los resultados más relevantes obtenidos en este primer estudio científico llevado a cabo en Argentina sobre la comunicación de la actividad nuclear.

1. Introducción

Como parte de una investigación para la obtención de un Doctorado en Ciencia Política sobre las políticas de comunicación nuclear en Argentina, se realizó una investigación cuantitativa exploratoria durante el año 2012 sobre la percepción de la energía nuclear con estudiantes del último año del nivel secundario de nueve ciudades de Argentina, que incluyeron a escuelas cercanas a centrales nucleares, centros atómicos e instalaciones radiactivas, y a estudiantes del mismo nivel pero que no viven cerca de este tipo de instalaciones. La investigación utilizó un cuestionario en forma anónima de 35 preguntas.
En la investigación se indagó qué piensan, sienten, conocen, valoran y creen los estudiantes sobre la energía nuclear y su regulación, sobre la seguridad de las centrales nucleares, el impacto ambiental de la energía nuclear, los residuos nucleares, la expansión de la actividad nuclear en Argentina, los diferentes aspectos del ciclo de combustible nuclear, y sobre las radiaciones ionizantes, entre otros temas relacionados.
La investigación abarco a 2210 alumnos y se relevó información estadística en las ciudades de Lima (provincia de Buenos Aires), Embalse, Villa del Dique, Villa Rumipal y La Cruz (departamento Calamuchita, provincia de Córdoba), Bariloche (provincia de Río Negro), Ezeiza (provincia de Buenos Aires, San Martín (provincia de Buenos Aires) y Malargüe (provincia de Mendoza), Ushuaia (provincia de Tierra del Fuego); Formosa (provincia de Formosa); y Santa Rosa (provincia de La Pampa).
En cada una de las ciudades se tomó una muestra de alumnos y se utilizó como herramienta una encuesta anónima. De las encuestas se obtuvieron informaciones sobre las diferentes variables exploradas. Una de las más interesantes informaciones se refiere a las imágenes mentales que tienen los alumnos sobre la energía nuclear. Estas imágenes mentales representan el pensamiento o las categorías de pensamiento que los estudiantes tienen sobre el tema nuclear, como observaremos más adelante.
La investigación detectó datos sobre el impacto del accidente nuclear en la central nuclear Fukushima Daiichi de Japón en marzo de 2011 en la percepción de los estudiantes.

La información revelada permitió realizar una comparación entre la percepción de los alumnos que están cerca de una instalación nuclear y los que no lo están.
Este trabajo presenta algunos de los resultados más relevantes obtenidos en este primer estudio científico llevado a cabo en Argentina sobre la percepción de la energía nuclear. Además, resalta los posibles aportes a las políticas de comunicación con la sociedad de las organizaciones relacionadas con la actividad nuclear.

2. Aspectos técnicos y estadísticos de la investigación

La selección de las ciudades donde se realizaron las encuestas correspondió a la distribución de centrales nucleares, centros atómicos y una instalación radiactiva en Argentina. En la tabla 1 podemos observar dicha distribución:

Tabla 1

Ciudad	Instalación cercana	Organismo
Lima	Central nuclear Atucha I y Atucha II	NA-SA
Embalse[1]	Central nuclear Embalse	NA-SA
Bariloche	Centro Atómico Bariloche	CNEA
Ezeiza[2]	Centro Atómico Ezeiza	CNEA
San Martín	Centro Atómico Constituyentes	CNEA
Malargüe	Ex Complejo Minero Fabril Malargüe	CNEA
Ushuaia	Instalaciones médicas	-----
Santa Rosa	Instalaciones médicas	-----
Formosa	Instalaciones médicas	-----

En cada una de las ciudades seleccionadas se realizó una muestra por conglomerados (alumnos del último año del secundario) de tipo aleatoria. En la tabla 2 podemos observar los detalles de escuelas, alumnos y otras distribuciones.

Tabla 2

Ciudad	**N° de escuelas**	**Escuelas Estatales – Privadas**	**N° de cursos**	**N° alumnos**
Lima	3	3-0	5	55
Embalse	5	2-3	10	125
Bariloche	14	7-7	24	503
Ezeiza	12	5-7	16	373
San Martín	3	0-3	5	89
Malargüe	4	3-1	10	175
Ushuaia	6	3-3	17	270
Formosa	6	3-3	13	341
Santa Rosa	6	3-3	12	279
Total ciudades	**Total escuelas**	**Total estatales - privadas**	**Total N° de cursos**	**Total N° de alumnos**
9	59	29-30	111	2210

El error muestral y el nivel de confianza de cada muestra se puede observar en la tabla 3[3]:

[1] Incluye las ciudades de Embalse Río Tercero, Villa del Dique, Villa Rumipal y La Cruz.
[2] Incluye las ciudades de Ezeiza y Tristán Suárez.
[3] El error muestral es la diferencia que existe entre el resultado que se obtuvo aplicando la encuesta a la muestra de la población seleccionada y el que obtendríamos si preguntáramos al total de ella. El nivel de confianza indica la probabilidad de que los resultados de la investigación sean ciertos: un 95 % de confianza es lo mismo que decir que la muestra está equivocada con una probabilidad del 5%.

Tabla 3

Ciudad	Población aproximada en escuelas	Muestra de alumnos	Error muestral +/-	Nivel de confianza
Lima	70	55	6.2%	95%
Embalse	130	125	1.7%	95%
Bariloche	1670	503	3.7%	95%
Ezeiza	620	373	3.2%	95%
San Martín	450	89	9.3%	95%
Malargüe	400	175	5.5%	95%
Ushuaia	780	270	4.8%	95%
Formosa	2300	340	4.9%	95%
Santa Rosa	1380	279	5.2%	95%
Total	**7800**	**2210**	**1.76%**	**95%**

3. Contexto de la investigación

El gobierno argentino anunció el relanzamiento del plan nuclear argentino en el año 2006 en una conferencia del Ministro de Planificación Federal Julio De Vido[4], con la presencia del Presidente de la Nación, el doctor Néstor Kirchner, expresando que se finalizaría la central nuclear Atucha II, se extendería la operación por 25 años más de la central nuclear de Embalse, se reactivarían las actividades de enriquecimiento de uranio en la planta de Pilcaniyeu en la provincia de Río Negro, se construiría el reactor argentino CAREM y se realizarían los estudios de factibilidad para una cuarta central nuclear en Argentina. Este relanzamiento de la actividad nuclear continuaría la visión estratégica del Presidente Juan Domingo Perón, que había formalizado el inicio de la actividad nuclear en Argentina mediante el Decreto N° 10.936 del 31 de mayo de 1950[5].

El 25 de noviembre de 2009 el Congreso Nacional aprobó la Ley 26.566, con lo cual se ponen en marcha los procedimientos para la construcción de una nueva central de energía nuclear en el territorio nacional, que podría radicarse en la localidad bonaerense de Lima. En el mismo texto aprobado se da respaldo, entre otras instalaciones y actividades (como por ejemplo Pilcaniyeu y el CAREN) al reacondicionamiento para prolongar el funcionamiento de la central atómica de Embalse de Río Tercero"[6]. En esta dirección, el contexto nacional en el cual se realizó la investigación corresponde a un período de expansión de la actividad nuclear en el país.

En marzo de 2011 sucede el terremoto y tsunami en Japón, lo que llevó a un severo accidente nuclear en la central nuclear de Fukushima; este hecho le dio a la muestra de 2012 un nuevo elemento histórico referencial al respecto de la energía nuclear. En ese sentido, se encuentran en esta muestra nuevas imágenes y opiniones de los alumnos al respecto del accidente en Japón.

4. Marco teórico

Las encuestas llevadas a cabo se caracterizaron por realizar una exploración de campo sobre la percepción de la energía nuclear de los estudiantes del último año del secundario de Argentina y no se basaron en una tesis general sobre el estado previo de esa percepción, ya que no se contaba con ningún estudio anterior.

Los lineamientos teóricos sobre los que se estructuraron ambas encuestas fueron:

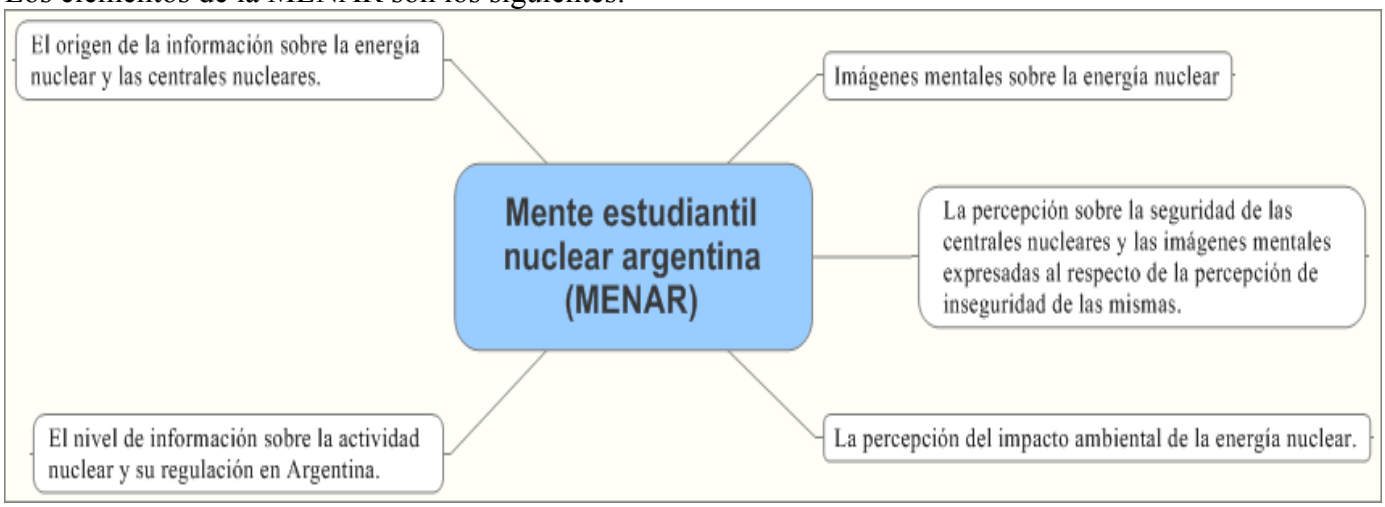
a) El concepto de imagen utilizado es el referido al de imagen mental. Se considera que las imágenes mentales constituyen representaciones internas del conocimiento, pertenecen al plano del concepto en tanto y en cuanto son el resultado de la manipulación de entidades simbólicas en el procesamiento dinámico de la información (Kosslyn: 2005). Al mismo tiempo, las imágenes mentales no se refieren necesariamente a la percepción visual, auditiva o sensorial, sino a la forma en que se categoriza una situación determinada (Cuenca y Hilferty: 2009). Las imágenes mentales encontradas en estas encuestas

[4] http://edant.clarin.com/diario/2006/08/23/um/m-01257896.htm
[5] Revista CNEA. Año VI - Número 23/24 - Julio - Diciembre 2006, pp. 5.
[6] http://edant.clarin.com/diario/2009/11/25/um/m-02048590.htm

refieren a representaciones subjetivas que tienen los alumnos sobre la energía nuclear, a cómo estos jóvenes categorizan mentalmente a este tipo de energía.
b) Como estrategia para intentar comprender en forma más acabada la información recolectada, se elaboró un Modelo de Mente Nuclear Estudiantil Argentina (MENAR). Como se conoce en la literatura en general, los modelos son representaciones, basadas generalmente en analogías, que se construyen contextualizando cierta porción del mundo, con un objetivo específico. Desde el punto de vista epistemológico, un modelo es "toda construcción teórica que sirve para interpretar o representar la realidad o una parcela de la realidad" (Cortés Morató, J. y Martínez Riu, A.: 1996). Pierre Bourdieu expresa: "…se puede designar por modelo cualquier sistema de relaciones entre propiedades seleccionadas, abstractas y simplificadas, construido conscientemente con fines de descripción, de explicación o previsión y por ello, plenamente manejable." (Bourdieu. P.: 1975,76).
El modelo se crea para tratar de explicar qué significan las informaciones de las encuestas expresadas por los alumnos.

5. La Mente Estudiantil Nuclear Argentina (MENAR)

Los elementos de la MENAR son los siguientes:



5.1. Origen de la información en los alumnos

El primer elemento de la MENAR se relaciona con qué elementos los alumnos construyen su percepción y sus opiniones sobre de la energía nuclear. Como se observa en los gráficos 1 al 4, los alumnos construyen mayoritariamente sus opiniones sobre el tema a través de los medios masivos de comunicación, siendo la televisión la principal fuente de información, y la Internet la segunda fuente de información.
Se evidencia también un acercamiento al tema nuclear en las escuelas; sin embargo el tratamiento del tema por parte de los docentes y de las escuelas no es masivo en comparación con el acercamiento que tienen los medios de comunicación.
Se nota una falta de acercamiento físico al tema nuclear, ya que una parte muy importante de los alumnos no conocen una instalación nuclear. Vale aclarar que en el gráfico 4 sólo se han considerado los alumnos que viven cerca de una central nuclear y/o un centro atómico, no se tomaron en cuenta los que no viven cerca de las mismas, por lo cual el porcentaje nacional es aún mayor.

Gráfico 1

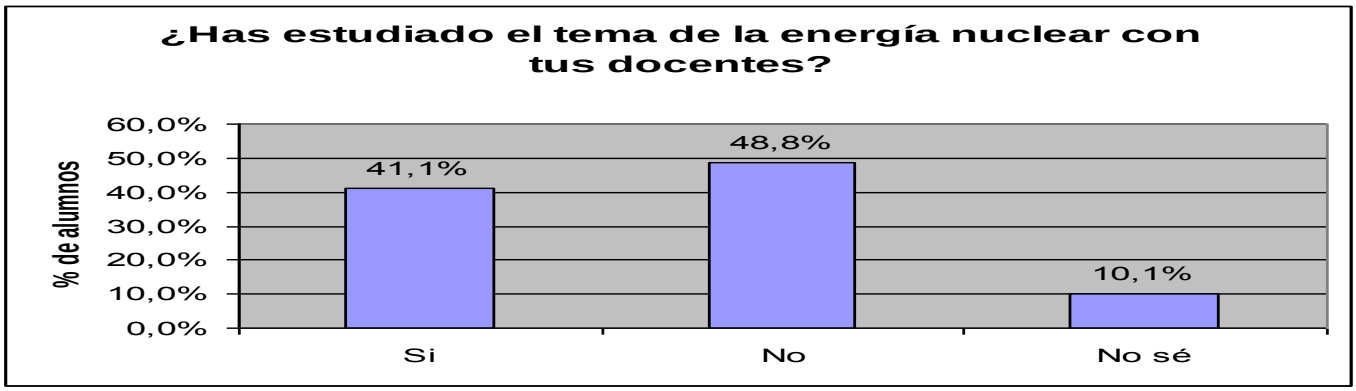


Gráfico 2

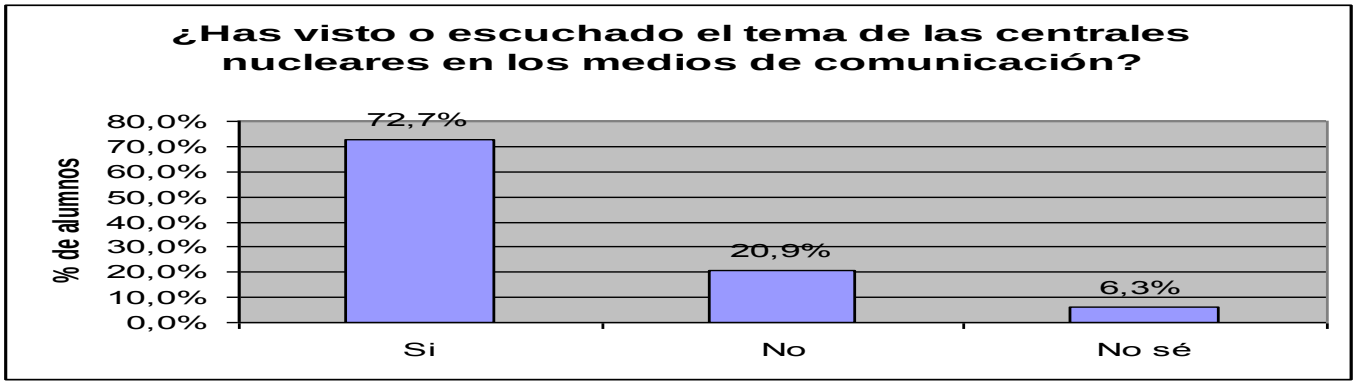


Gráfico 3

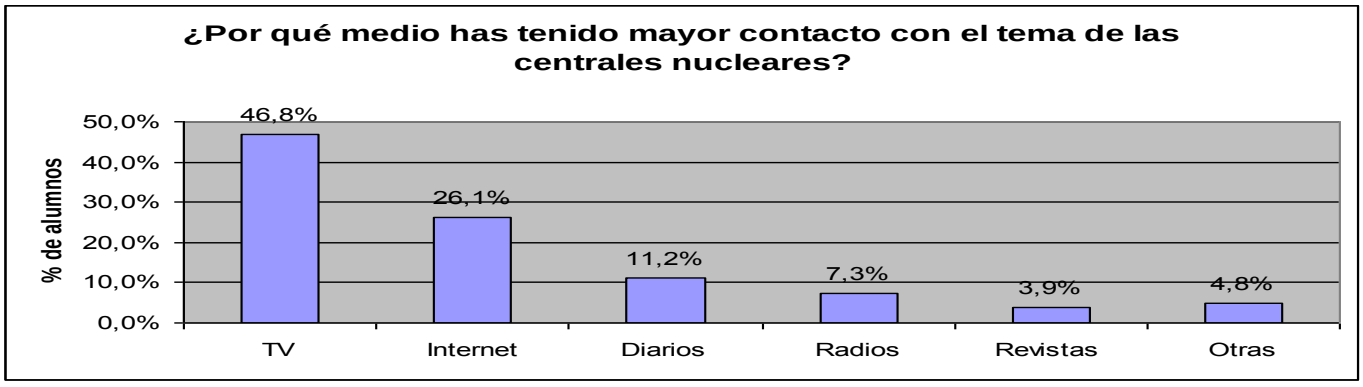
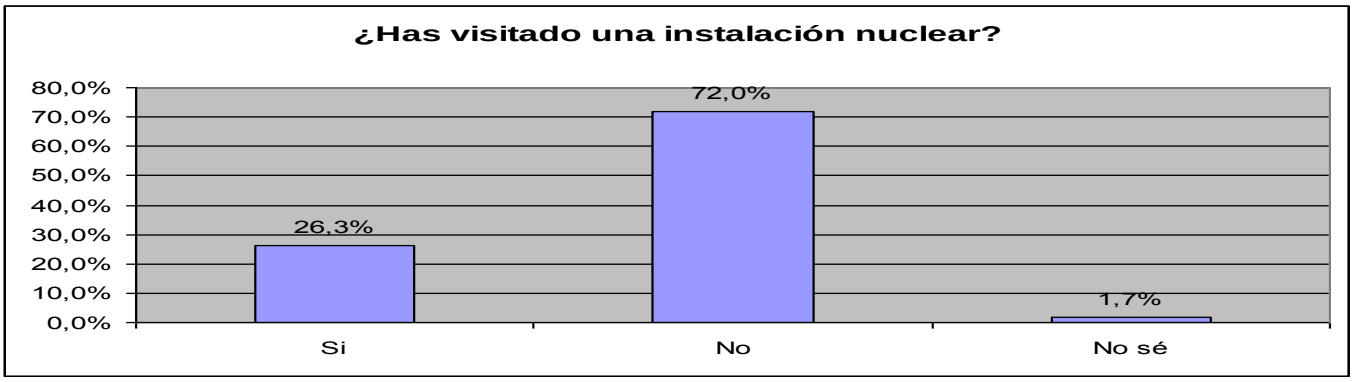


Gráfico 4



Vale aclarar que cuando se analiza la información del gráfico 4 con los alumnos de cada una de las ciudades investigadas, especialmente en Embalse y Lima, se encuentra que el porcentaje de haber visitado una instalación es mucho mayor al porcentaje del total de la investigación. En menor medida sucede con los alumnos de Bariloche, pero igual este porcentaje es mayor al total de la investigación. La razón de esto es que al factor cercanía a una instalación nuclear se le suma que las organizaciones que operan

instalaciones nucleares en esas ciudades cuentan con programas o estrategias de comunicación con los alumnos del nivel secundario.

5.2 Imágenes y pensamientos de los estudiantes sobre la energía nuclear

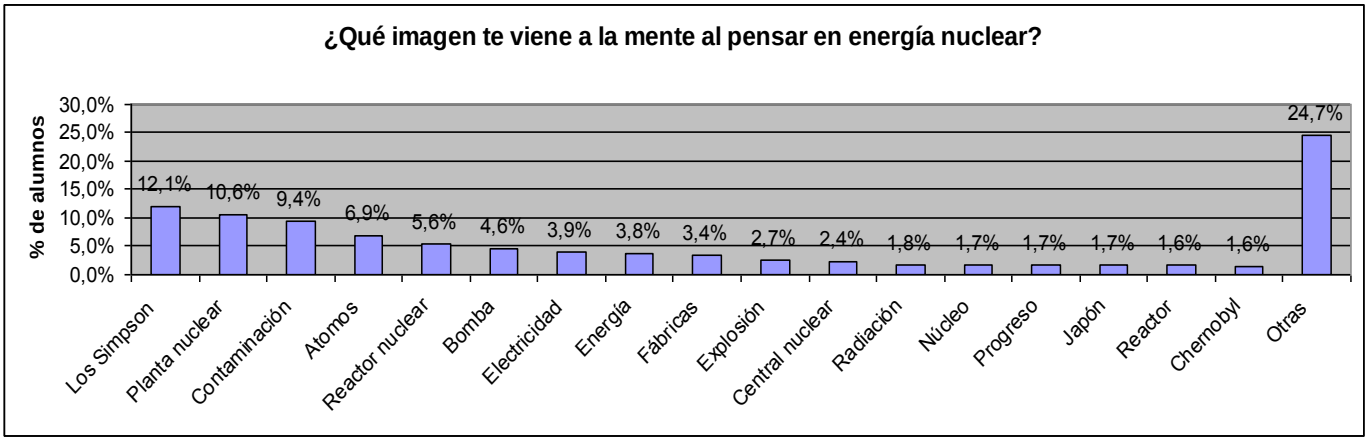
Como segundo elemento para construir la MENAR se le consultó a los estudiantes ¿Qué imagen te viene a la mente al pensar en energía nuclear? El porcentaje de participación en esta pregunta fue del 95% y se contabilizaron casi 70 respuestas a la misma. En la tabla 4 podemos observar una distribución aleatoria de las respuestas expresadas por los alumnos.

Tabla 4

Los Simpson/Homero	Núcleo	Contaminación	Vapor
Bomba/s	Torres	Instituto Balseiro	Catástrofes/desastres
Hiroshima	Física	Espacio/universo	Futuro
Chernobyl	Química	Medio ambiente	Fábrica/plantas
Bomba nuclear/atómica	Muerte	Mutaciones/deformaciones	Destrucción del mundo/del ambiente
Planta nuclear/es	Radiación	Calor	Avance tecnológico
Reactor/res	INVAP	Energía	Enfermedades
Átomos/electrones/moléculas	CNEA	Uranio	Sustancias peligrosas
Máquinas	CAB	Tóxicos	Japón
Industria	Tecnología	Planeta/tierra	Reactor nuclear/es
Chimenea	Plutonio	Fusión/fisión	Fukushima
Humo	Peligro	Sol	Armas
Explosión	Químicos	Satélites	Central nuclear
Guerra	Electricidad	Empresas	Fábrica contaminante
Científicos/ciencia	Desechos	Accidentes	Cáncer
Radioactividad	Material radiactivo	Hongo/hongo nuclear	Minería
Medicina	Duda/Intriga	Destrucción	Atucha/Embalse

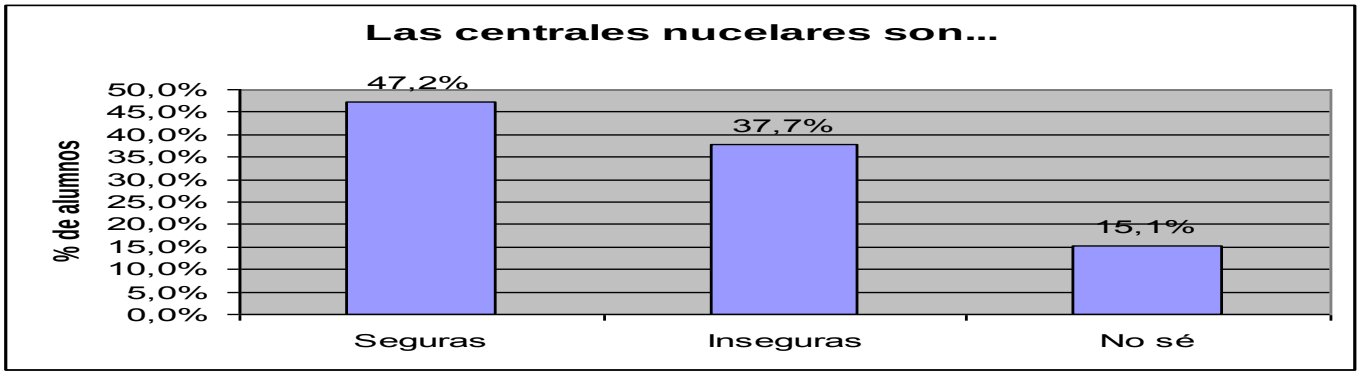
En el gráfico 5 podemos observar que, en las imágenes mentales recolectadas, los alumnos tienen influencia en su percepción sobre la energía nuclear producto del programa televisivo “Los Simpson”. La MENAR asocia a la energía nuclear con una “planta nuclear” en un 10%. Esas dos palabras “planta nuclear” es la forma en el cual se refieren a la energía nuclear en el programa Los Simpson.
En tercer lugar, la imagen mental de contaminación con un 9,4% de aparición da a entender que esa cuestión es una de las inquietudes más relevantes de los alumnos como observaremos más adelante.
En la MENAR aparecen dos accidentes nucleares importantes: Chernobyl y Fukushima. A éste último los alumnos lo identifican como “Japón”.

Gráfico 5



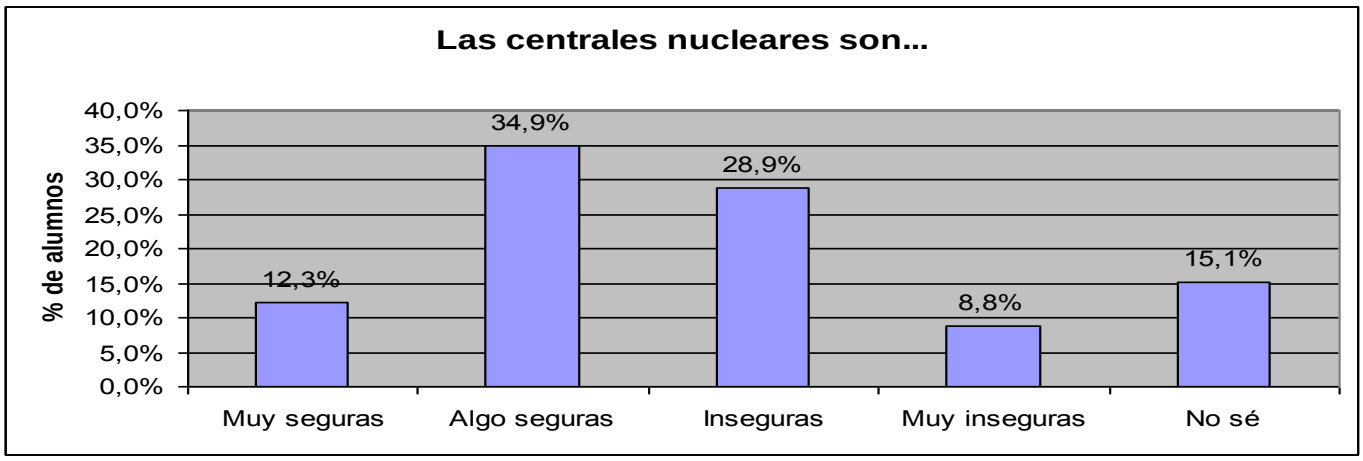
5.3 Pensamientos e imágenes mentales sobre la seguridad de las centrales nucleares

Gráfico 6



La MENAR opina que las centrales nucleares son seguras en un 47,2%. Este valor es relativamente alto en relación a lo que en general se considera que los alumnos creen sobre la seguridad de las centrales nucleares.
Al respecto de la percepción de inseguridad, podemos observar en el gráfico 7 un aspecto más específico de esa percepción negativa: un 28,9% cree que son inseguras y sólo un 8,8% cree que son muy inseguras.

Gráfico 7



Los alumnos que viven cerca de una central nuclear o de una instalación nuclear tienen una percepción mayor de seguridad que los que viven lejos de un tipo de instalación de este tipo, como se puede observar en los gráficos 8 y 9.
En el gráfico 10 se puede observar este dato al respecto de los alumnos de la zona de la central nuclear Embalse; la percepción de seguridad al respecto de las centrales es mayor en comparación con alumnos de otras ciudades. Y en el gráfico 11 se observa la percepción de los alumnos de Formosa, donde la percepción de inseguridad es mucho mayor que a la de los alumnos de Embalse.

Gráfico 8

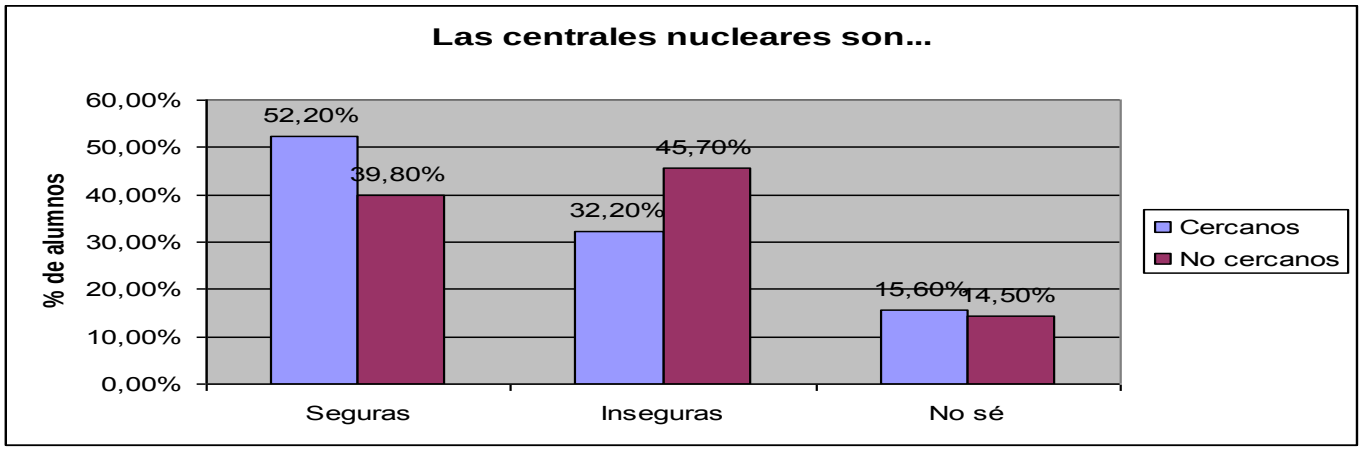


Gráfico 9

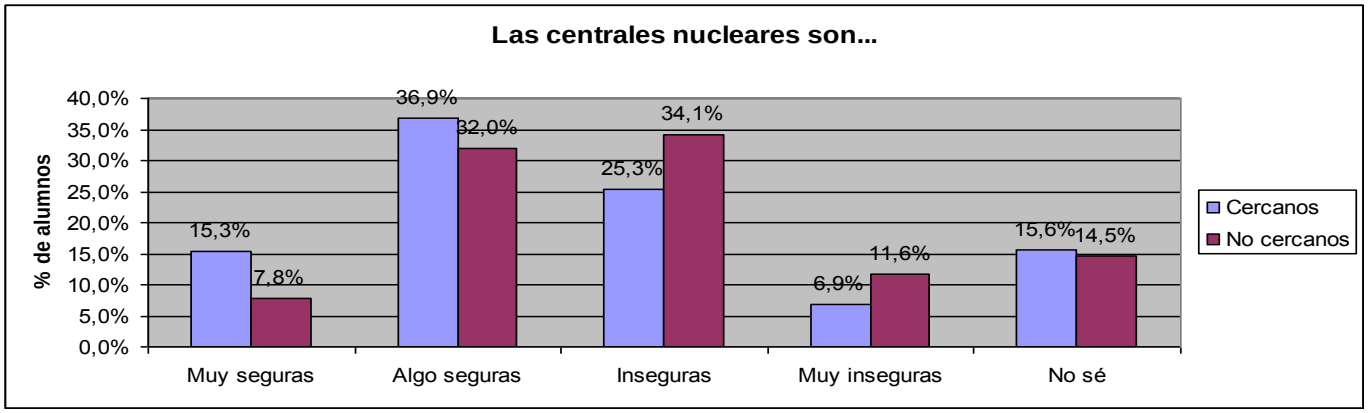


Gráfico 10

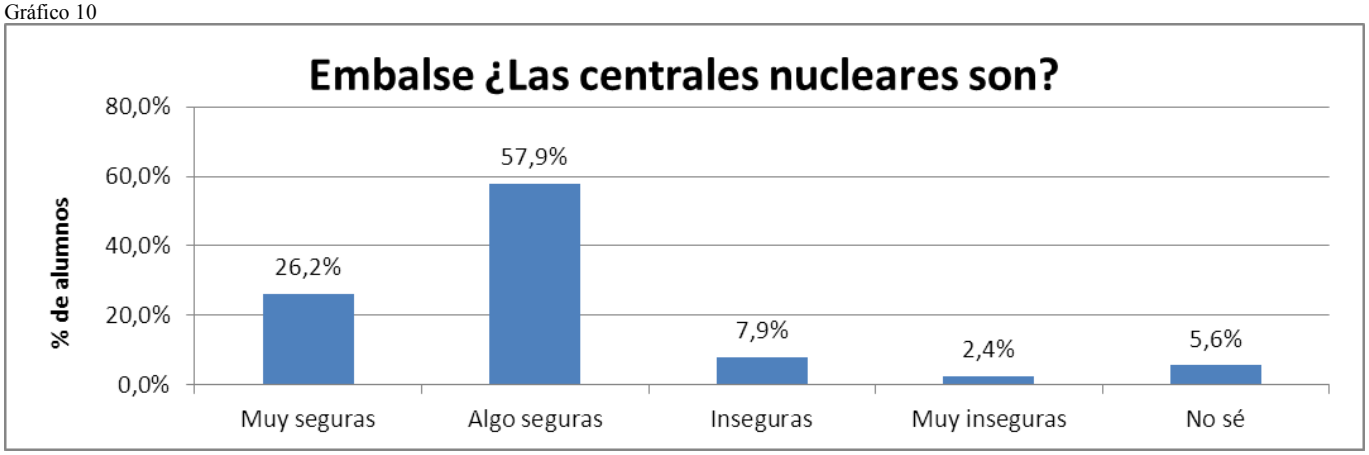
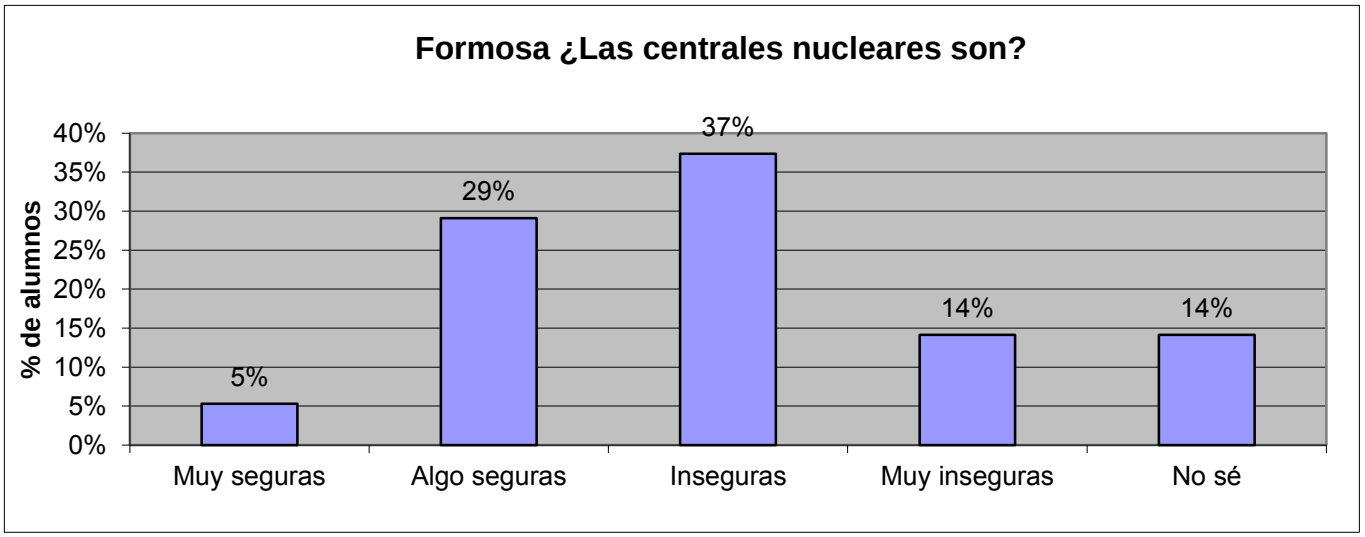
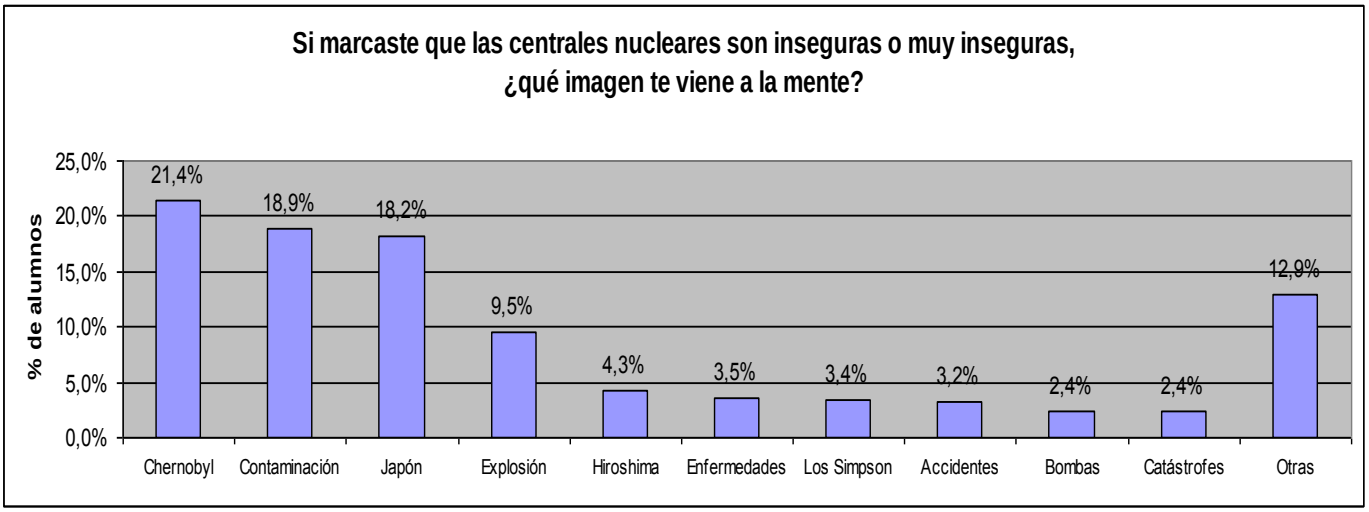


Gráfico 11



En el gráfico 12 podemos observar una especificación mayor al respecto de la percepción de inseguridad cuando se le consultó a los alumnos qué imagen o recuerdo tienen sobre esa inseguridad.
El accidente de Chernobyl mantiene en el imaginario mental de los alumnos una posición importante desde hace más de dos décadas. Sin embargo, el accidente de las centrales de Fukushima en Japón apareció como nueva imagen mental. En ese sentido, la inseguridad que perciben los alumnos se relacionan con accidentes nucleares de envergadura.

Gráfico 12

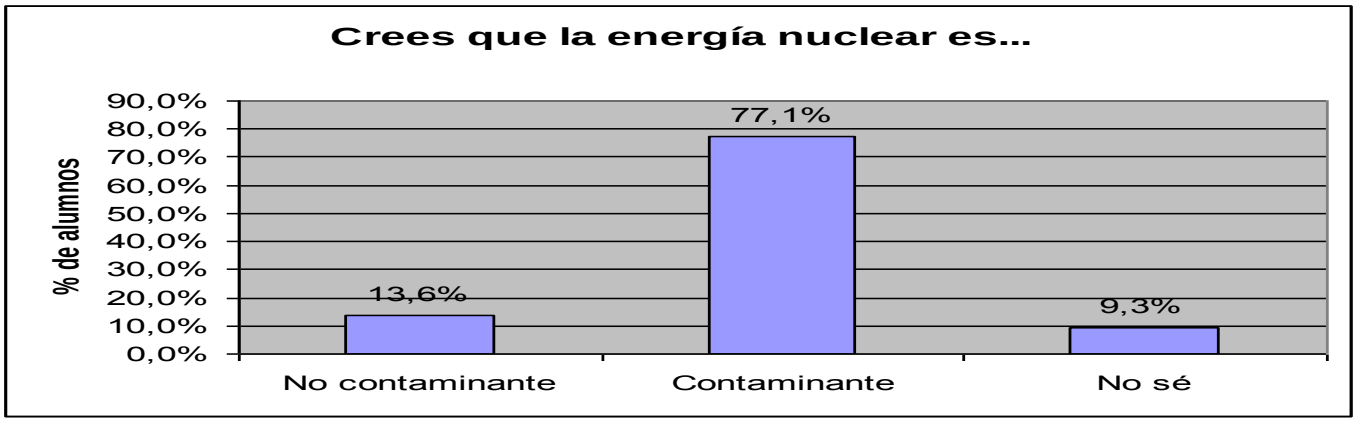


La segunda imagen mental que aparece en el gráfico 12 es la de "contaminación", con un 18,9%. Como observaremos en la información sobre el impacto ambiental, la percepción de contaminación es la cuestión más problemática para la percepción de los alumnos al respecto de la energía nuclear.

5.4 Percepción sobre el impacto ambiental de la energía nuclear

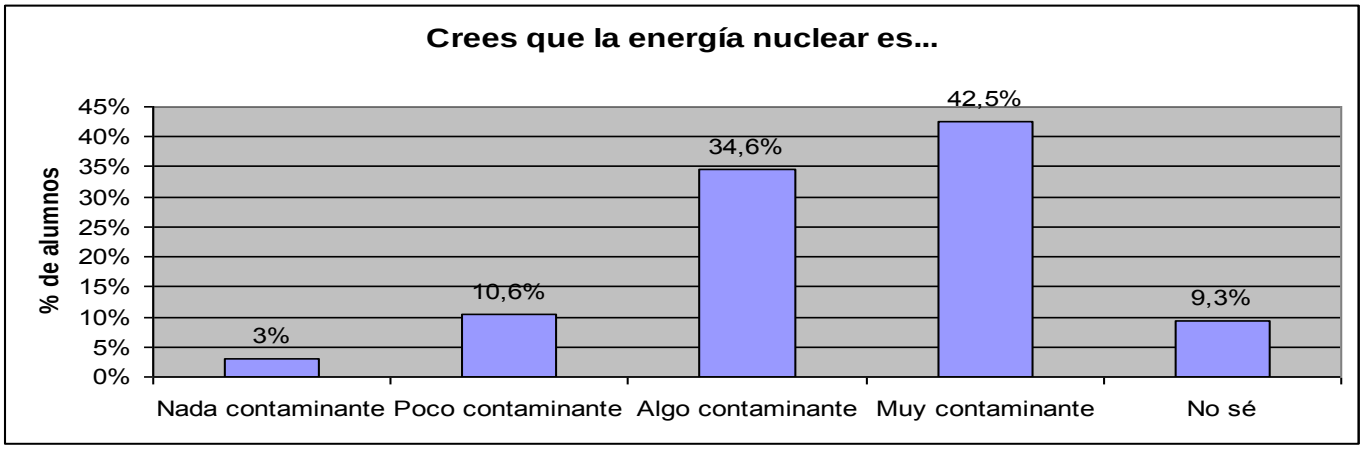
Se les consultó a los alumnos que participaron en esta investigación sobre lo que pensaban sobre el impacto ambiental que pudiera tener la energía nuclear y la actividad que la lleva a cabo. Como podemos observar el gráfico 13, la percepción que tienen los alumnos sobre la misma es de una actividad que contamina.

Gráfico 13



En el gráfico 14 se puede observar más detalladamente la percepción de los alumnos sobre esta cuestión. Se ha encontrado un alto porcentaje de alumnos, el 42,5% que perciben a la energía nuclear como muy contaminante. Al mismo tiempo, es baja la cantidad de alumnos que cree que este tipo de energía no contamina en absoluto, sólo el 3% de los mismos opinaron de esa forma.

Gráfico 14



A diferencia de la cuestión de la percepción de seguridad de las centrales nucleares, donde la cercanía a una instalación parece disminuir la percepción de inseguridad, en el caso de la percepción de contaminación no encuentra casi diferencia entre alumnos que viven en cerca de una central nuclear de los que están lejos de las mismas, como se puede observar en los gráficos 15 y 16.

Gráfico 15

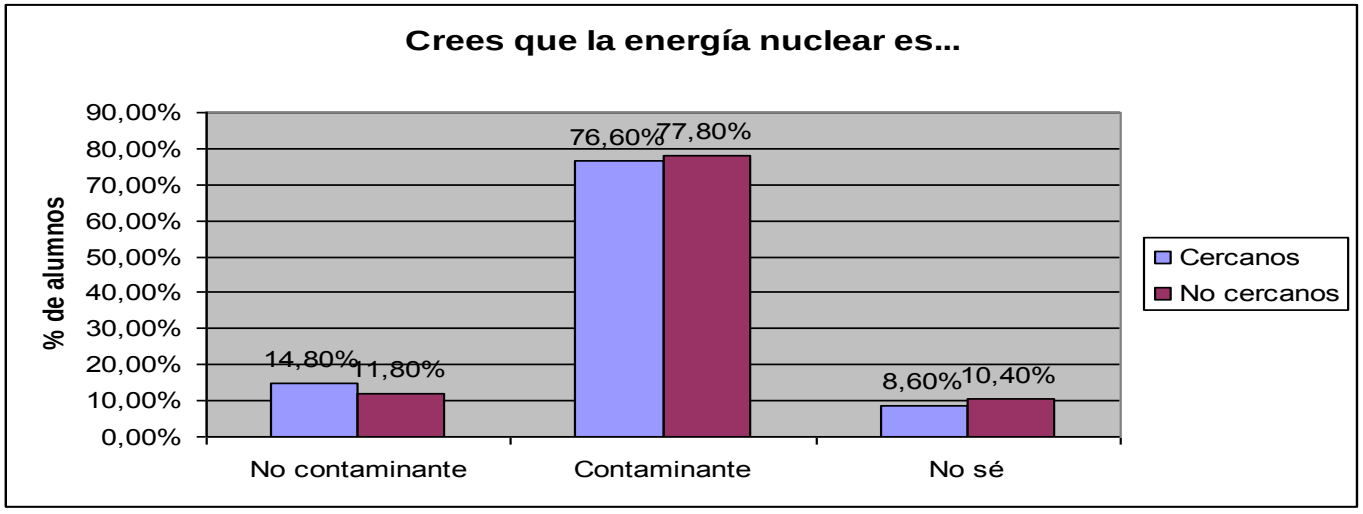
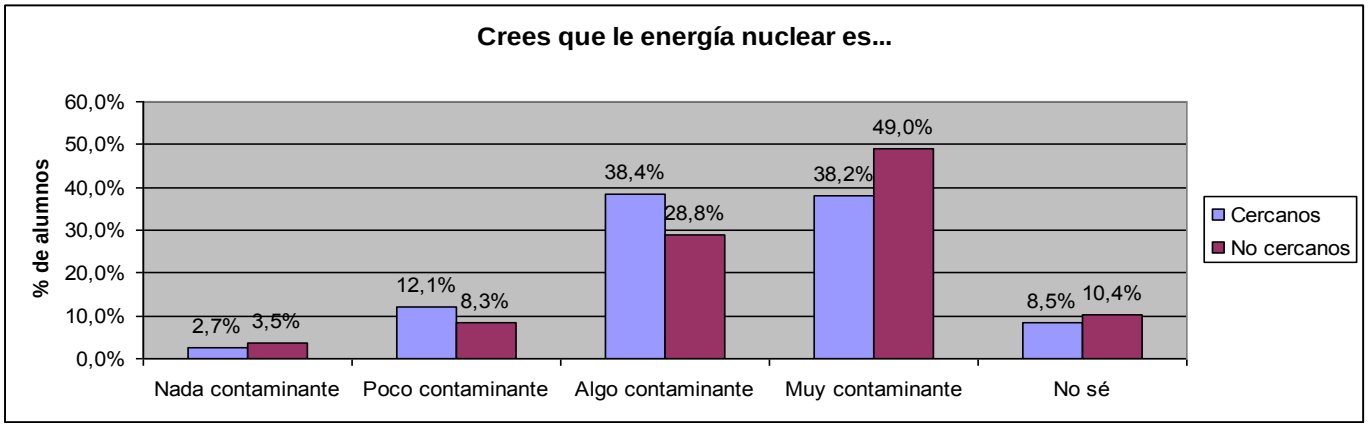
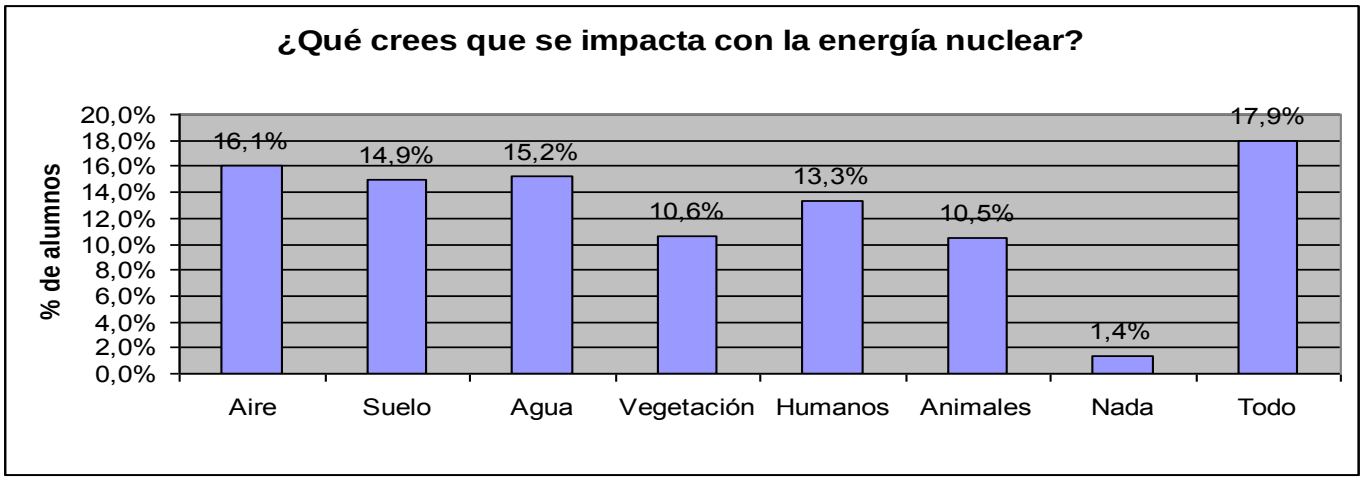


Gráfico 16



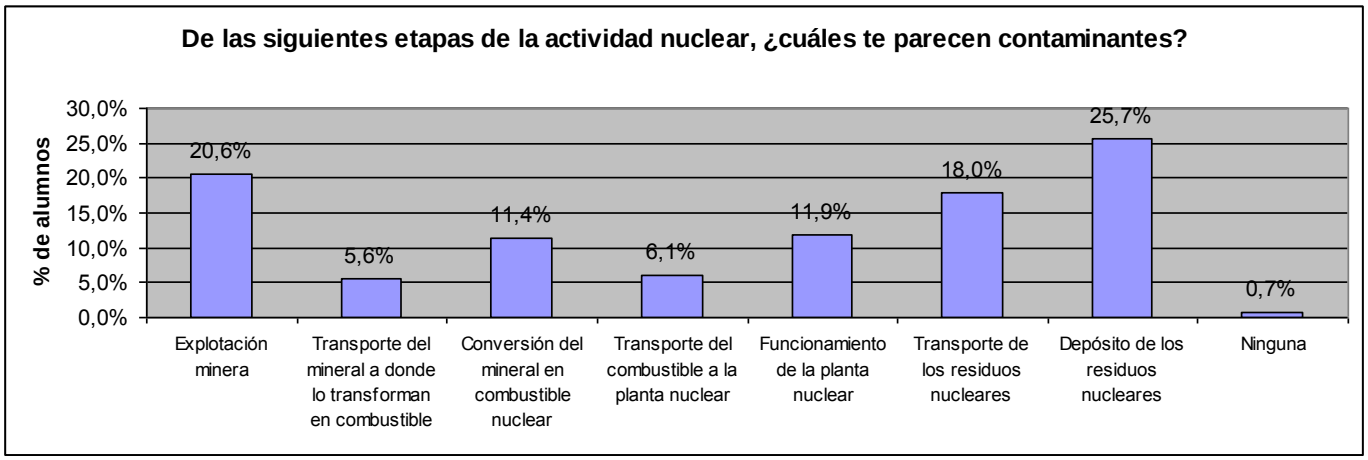
Además, se les consultó a los alumnos aspectos más específicos de esa percepción de contaminación. Como se observa en el gráfico 17, la opción "todo" fue la más nombrada por los mismos.

Gráfico 17



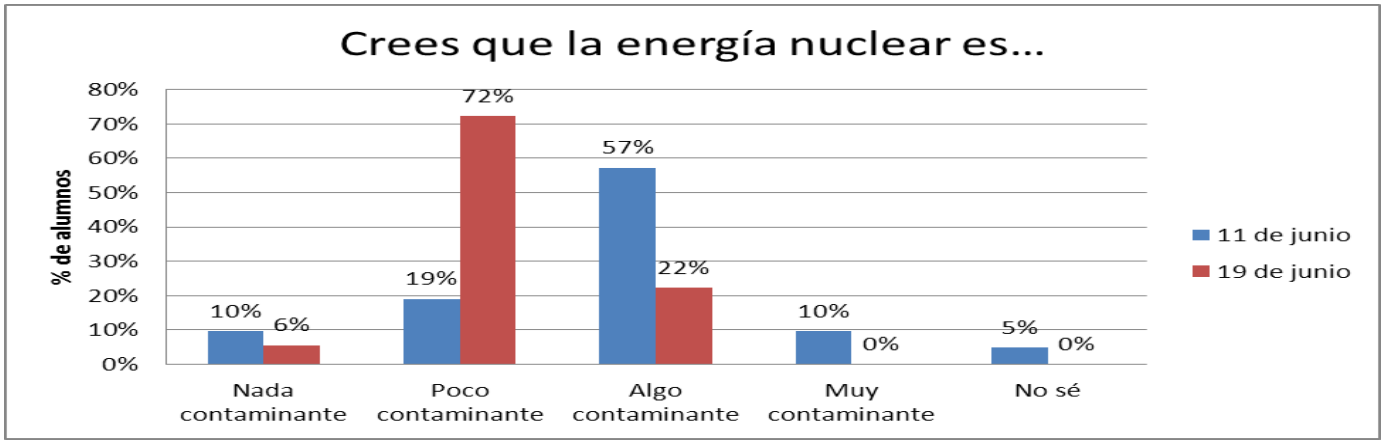
También se consultó a los alumnos sobre algunos elementos del ciclo del combustible nuclear y su percepción de contaminación de los mismos. En el gráfico 18 podemos observar que la actividad minera y la cuestión de los residuos nucleares son los temas que más asocian los alumnos con la contaminación. En transporte de materiales nucleares también aparece asociado a una cuestión de contaminación.

Gráfico 18



Como se observó antes, la alta percepción de contaminación de la energía nuclear parece no distinguir entre alumnos que viven cerca o lejos de una instalación. Sin embargo, durante la investigación se realizó una comparación entre la opinión de los alumnos antes y después de visitar la central nuclear Embalse. Esta comparación se realizó con alumnos de Villa del Dique con dos encuestas similares, una el 11 de junio y otra el 19 de junio. Los alumnos visitaron la central nuclear Embalse el 14 de junio de 2012.
Como se observa en el gráfico 19, luego de la visita a la central nuclear se observa que los alumnos redujeron en forma considerable la percepción de contaminación sobre la energía nuclear que tenían antes de visitar la misma.

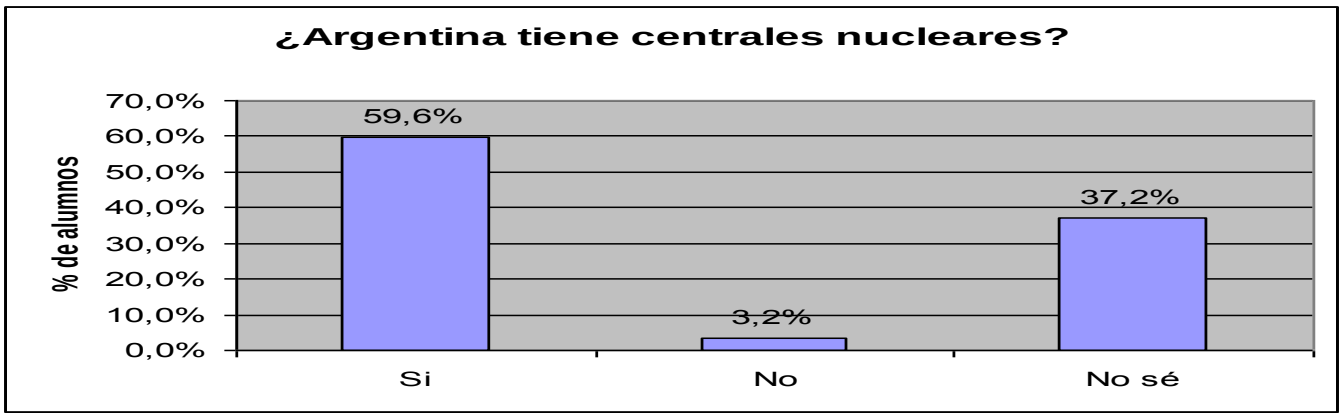
Gráfico 19



5.5. Nivel de información de los estudiantes sobre la actividad nuclear en Argentina

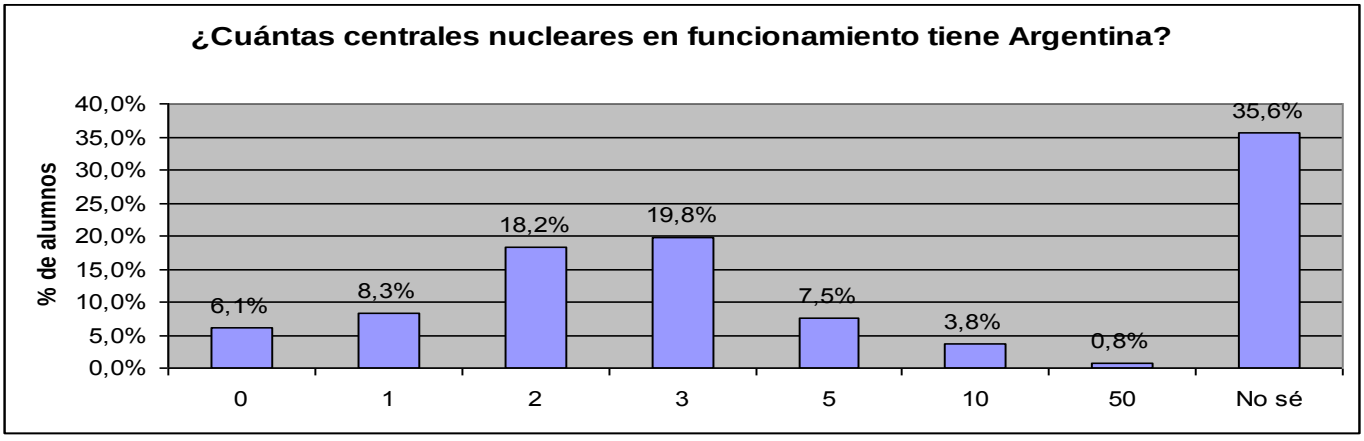
El quinto elemento de la MENAR es el que se refiere a al nivel de información que tienen los alumnos del último año del nivel secundario sobre la actividad nuclear en Argentina.
Se observa en los datos que surgen de la investigación que los alumnos tienen un grado relativamente alto sobre la situación actual de la actividad nuclear en el país. Como podemos observar en el gráfico 20, casi el 60% de los alumnos cree que Argentina tiene centrales nucleares. Pero quizás el dato relevante de esto es que sólo el 3,2% de los alumnos cree que el país no tiene centrales nucleares.

Gráfico 20



Cuando se les consultó a los alumnos sobre la cantidad de centrales nucleares en funcionamiento, si bien es alto el valor de la respuesta "no sé" con 35,6%, las respuesta se orientaron hacia las opciones 2 o 3 centrales nucleares. Esto daría a entender que los alumnos están al tanto de la existencia de centrales nucleares en el país y de la cantidad. Vale destacar que cuando se realizaron las encuestas, la central Atucha II estaba en construcción.

Gráfico 21



Se preguntó a los alumnos para qué se usa la energía nuclear, dándoles algunas opciones, y como se puede observar en el gráfico 22, la opción "electricidad" fue la más elegida por los mismos. Aquí hay que destacar que la opción "medicina" fue considerada sólo por el 8,6% de los alumnos.
Al respecto de la existencia de alguna diferencia entre los alumnos que están cerca o lejos de una instalación nuclear, no se han encontrado diferencias en las opiniones de los alumnos como se observa en el gráfico 23. Tampoco se han detectado diferencias entre la opinión de las mujeres en comparación con los varones, como se observa en el gráfico 24.

Gráfico 22

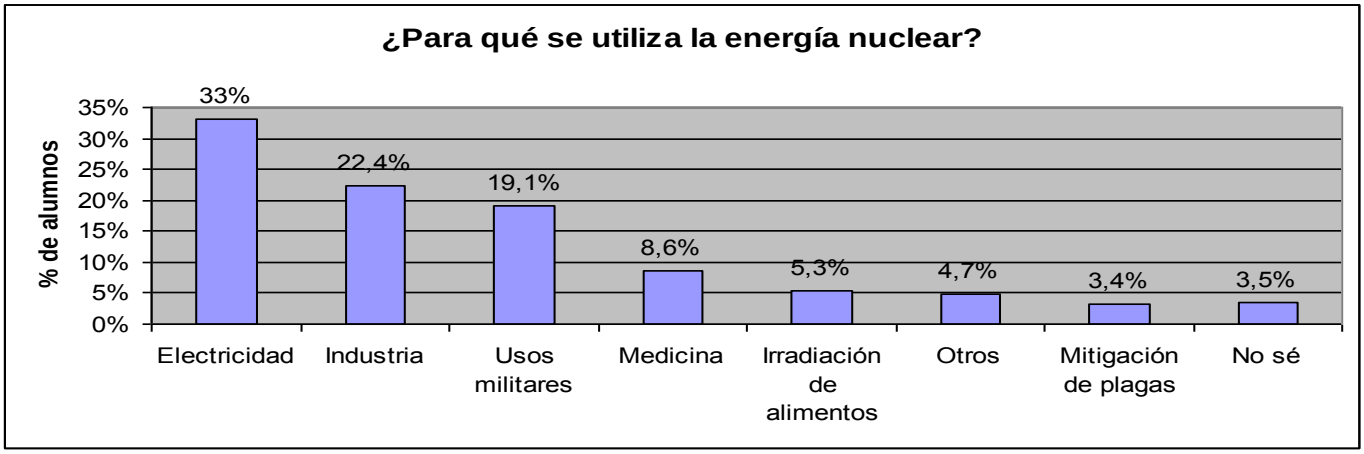


Gráfico 23

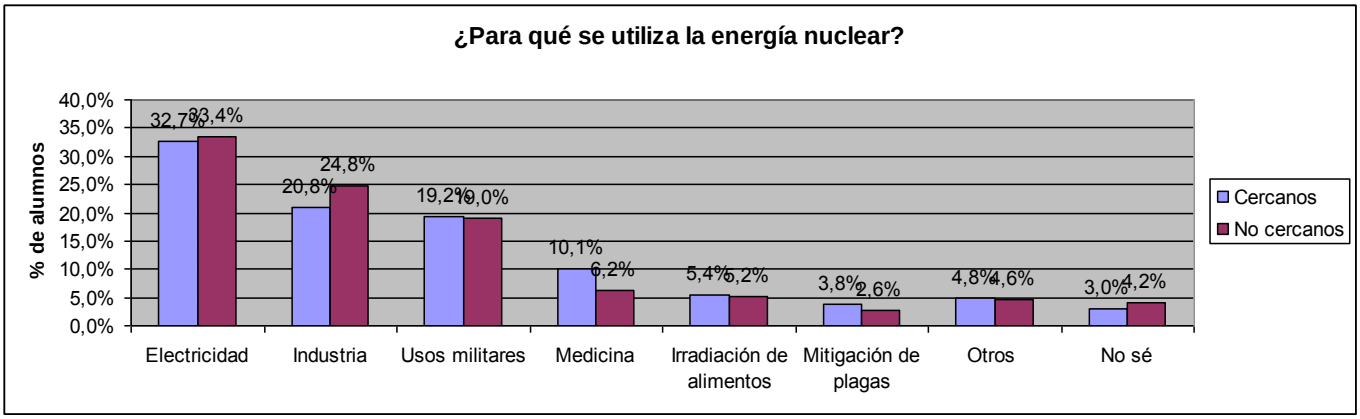
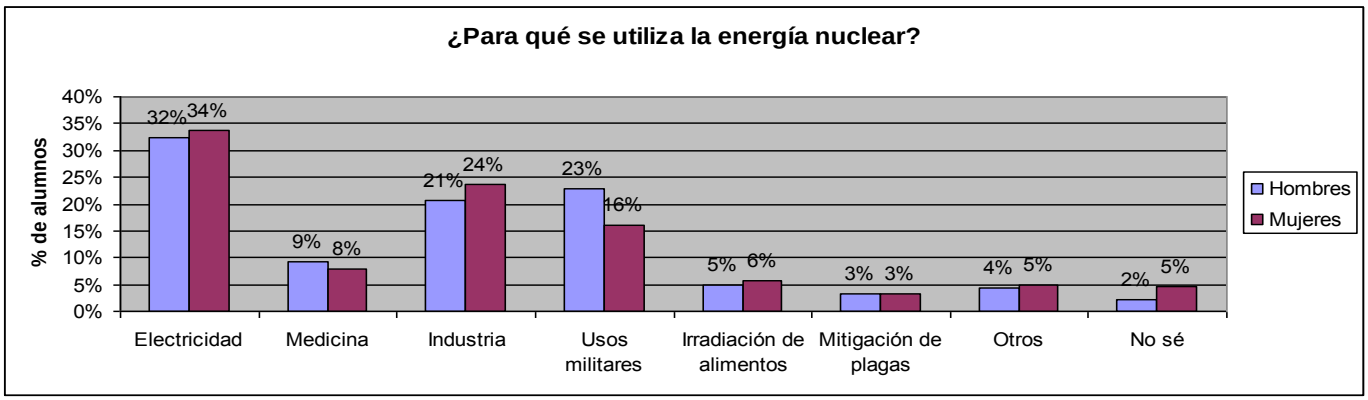
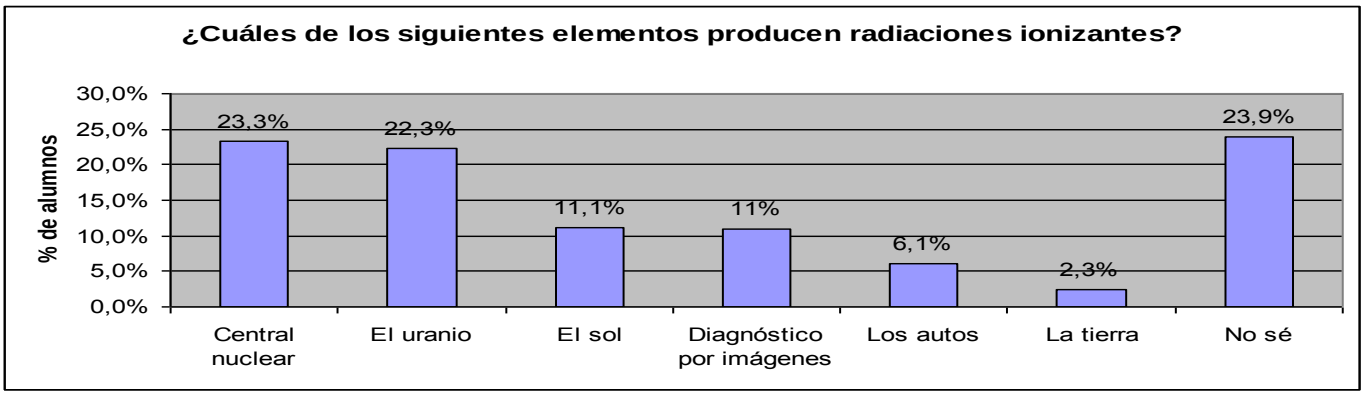


Gráfico 24



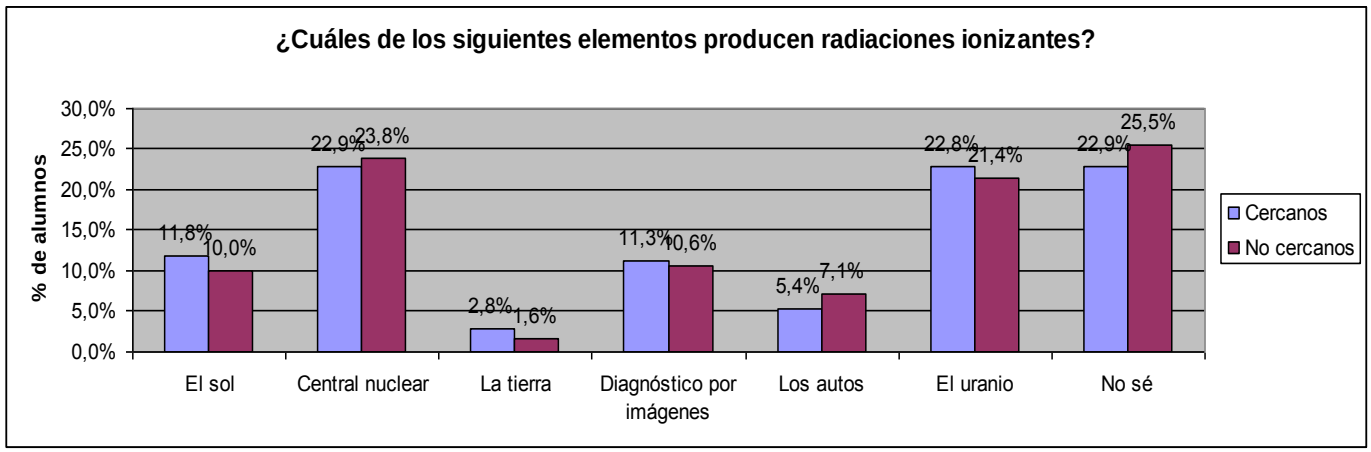
Por otro lado, se consultó a los alumnos sobre varias opciones de elementos que podrían producir radiaciones ionizantes. Vale aclarar que el concepto de radiación ionizante, según pudo detectar estar investigación, no es abordado en la mayoría de las escuelas en las cuales se realizó la investigación. Sin embargo, este dato no invalida la información que surgió de la investigación y que se detalla en el gráfico 25.

Gráfico 25



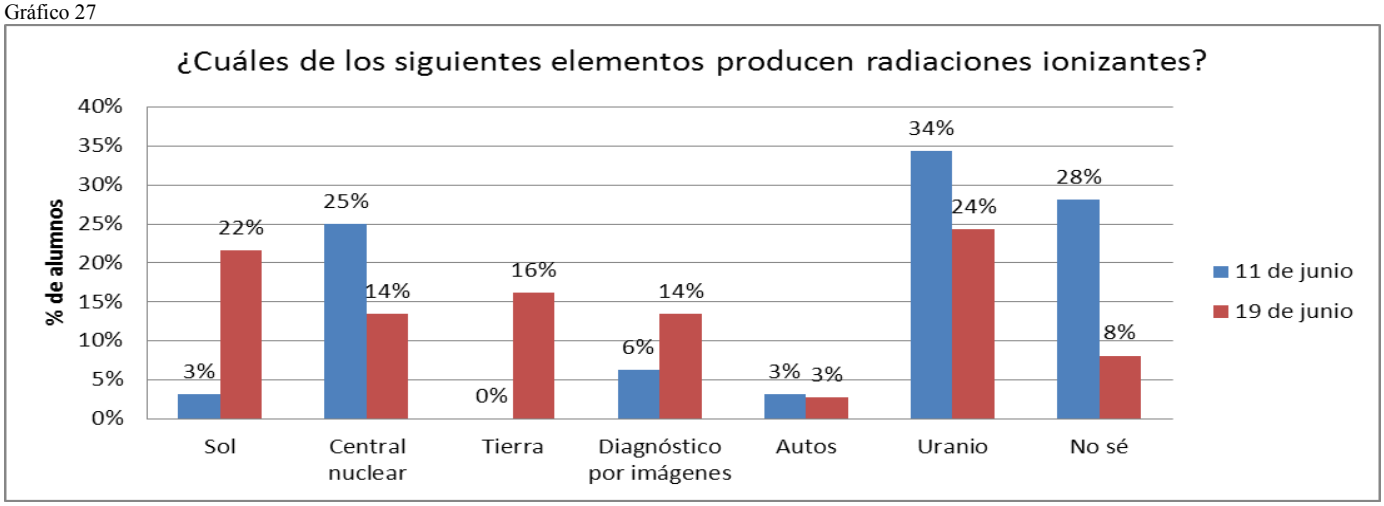
Al respecto de lo que los alumnos creen sobre los elementos que producen radiaciones ionizantes, se ha encontrado que los mismo enfocan su percepción en elementos relacionados con la producción de energía nuclear, como es una central nuclear y el uranio. Los elementos relacionados con la radiación natural son bajas en la opinión de los alumnos, como podemos observar en las opciones "el sol" y "la tierra".
No se han encontrado diferencias en la opinión entre los alumnos que viven cerca o lejos de una instalación nuclear, como se observa en el gráfico 26.

Gráfico 26



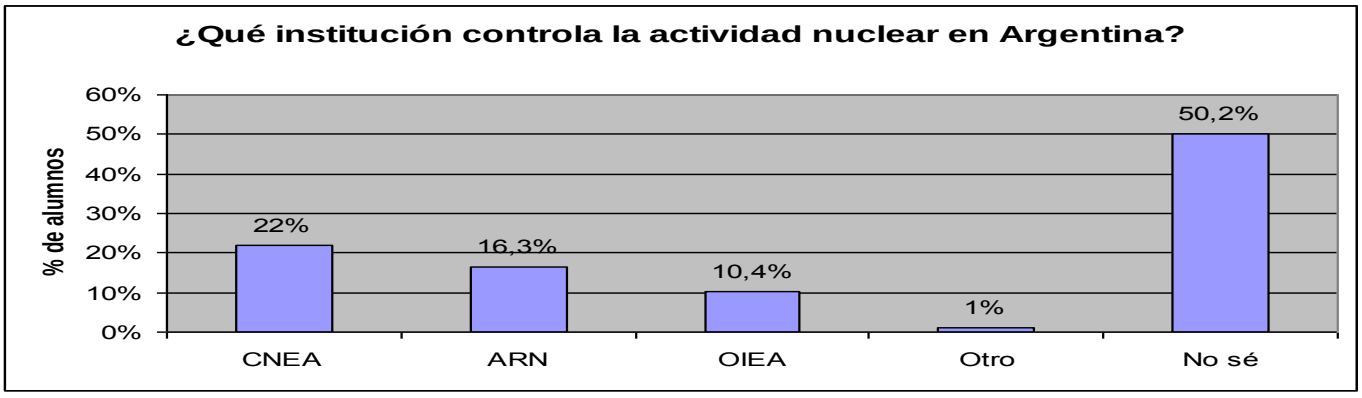
Sin embargo, se han encontrado diferencias en las opiniones en los alumnos de Villa del Dique antes y después de visitar la central nuclear Embalse. Como podemos observar en el gráfico 27, antes de la visita a la central los alumnos enfocaban su atención sobre los elementos relaciones con la producción de energía nuclear, pero luego de la visita a la central se observa un enfoque más orientado a la producción de radiaciones ionizantes por parte de la radiación natural, como es el sol y la tierra. También se ha encontrado que la opción diagnóstico por imágenes aumentó considerablemente en las opciones elegidas luego de visitar la central nuclear.

Gráfico 27



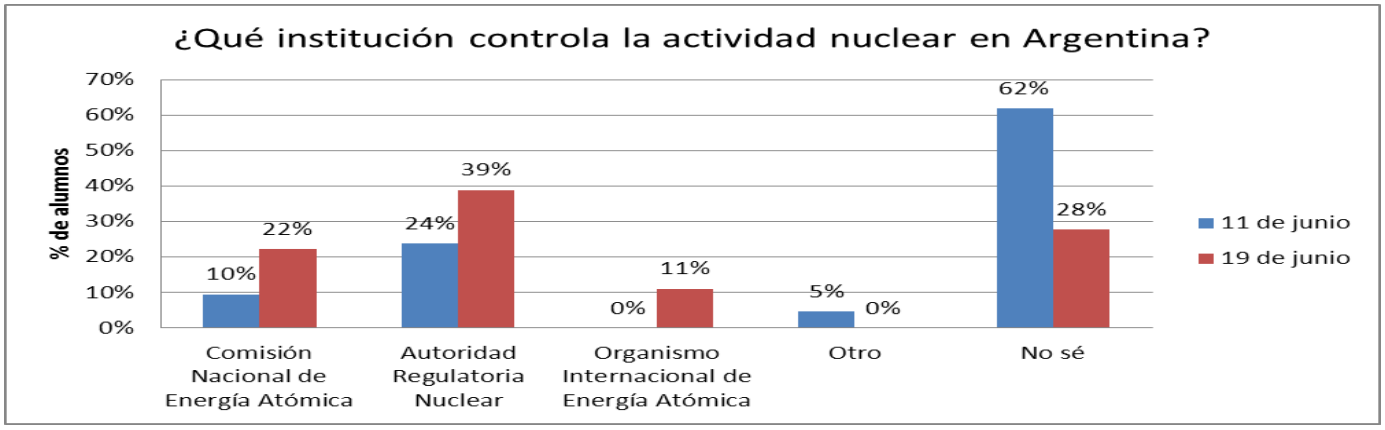
La investigación también se centró sobre el nivel de información que tenían los alumnos sobre el control de la actividad nuclear en Argentina. A los alumnos se les dio unas cinco opciones para que intentaran identificar sobre este aspecto. El gráfico 28 da a entender que existe un alto grado de desconocimiento del órgano controlador de la energía nuclear en Argentina, ya que el 50,2% respondió que no sabe. Como segundo elemento, los alumnos tienden a identificar a la CNEA como el organismo que controla la actividad nuclear en el país. No se encontraron casi diferencias entre la opinión de alumnos que están cerca o lejos de una instalación nuclear como tampoco entre hombre y mujeres.

Gráfico 28



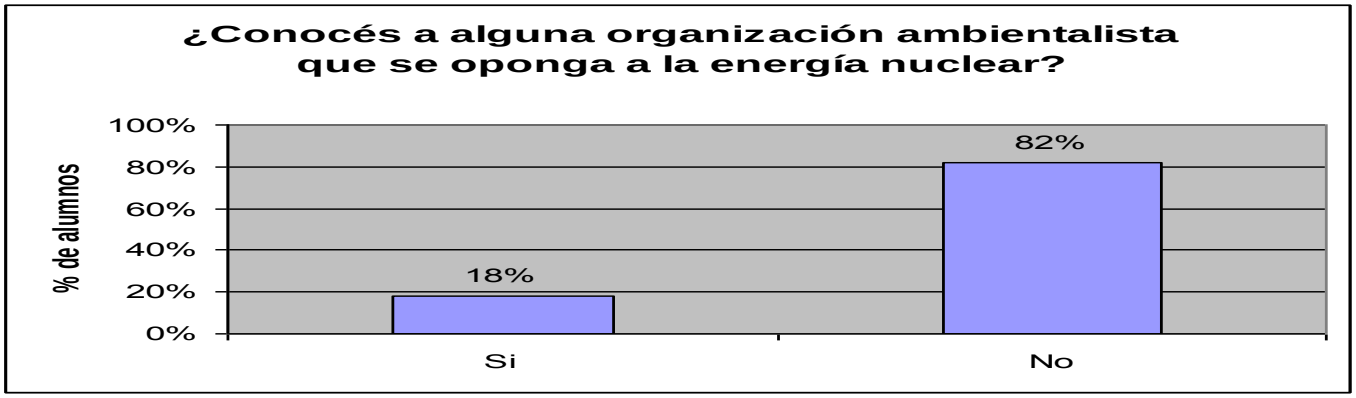
Sin embargo, en el caso de los alumnos de Villa del Dique que visitaron la central nuclear Embalse, luego de esa visita, sí se han encontrado diferencias entre la información que tenían antes y después de visitar la instalación al respecto del conocimiento del órgano que controla la actividad nuclear, como se observa en el gráfico 29.

Gráfico 29



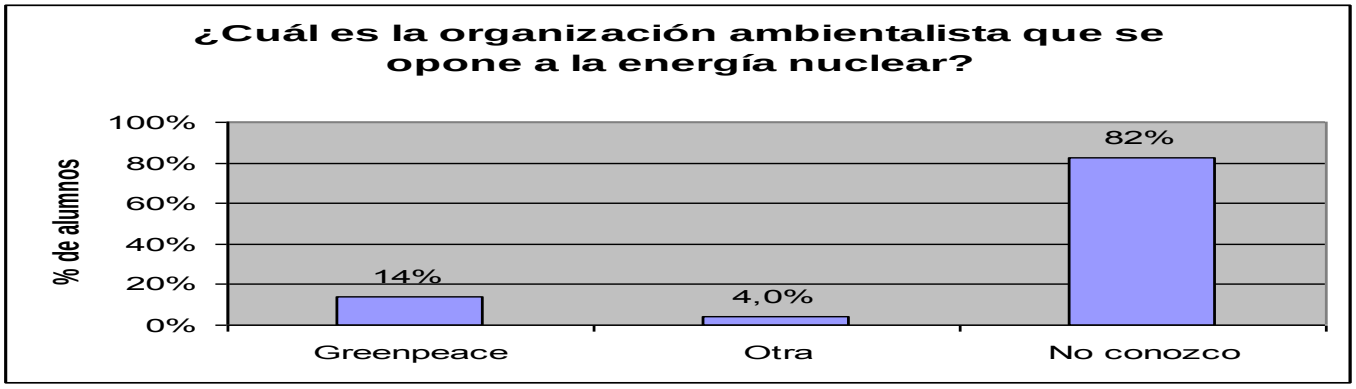
Por otro lado, también como parte del elemento de la MENAR se midió la identificación por parte de los alumnos de organizaciones que se oponen a la energía nuclear en Argentina. Como se observa en el gráfico 30, los alumnos casi no identifican alguna organización que se oponga a la misma. No se han encontrado diferencia entre los alumnos que están cerca o lejos de una instalación nuclear.

Gráfico 30



A los alumnos que contestaron que sí conocían alguna organización ambientalista que se opusiera a la energía nuclear se les pidió además que identificaran a una de ellas; en el gráfico 31 podemos observar que el 14% de los mismos identificó a Greenpeace como esa organización ambientalista.

Gráfico 31



5.6 ¿Qué valoran y prefieren los estudiantes sobre la energía nuclear y el medio ambiente?

La presente investigación intentó identificar preferencias y también valoraciones de los alumnos sobre la energía nuclear y sobre el medio ambiente en el que viven. En esa dirección, se le consultó a los alumnos sobre si el país debería tener centrales nucleares a modo de tratar de identificar preferencia sobre este tipo de instalaciones que producen energía. Como se observa en el gráfico 32, más de la mitad de los alumnos opinan que Argentina sí debería tener centrales nucleares. Sin embargo, la preferencia por las centrales nucleares por parte de los alumnos parecería tener un límite. Cuando se les consultó sobre la expansión de la cantidad de las centrales nucleares, gráfico 33, la mitad de los alumnos opinaron que quisieran tener algunas más centrales nucleares.

Gráfico 32

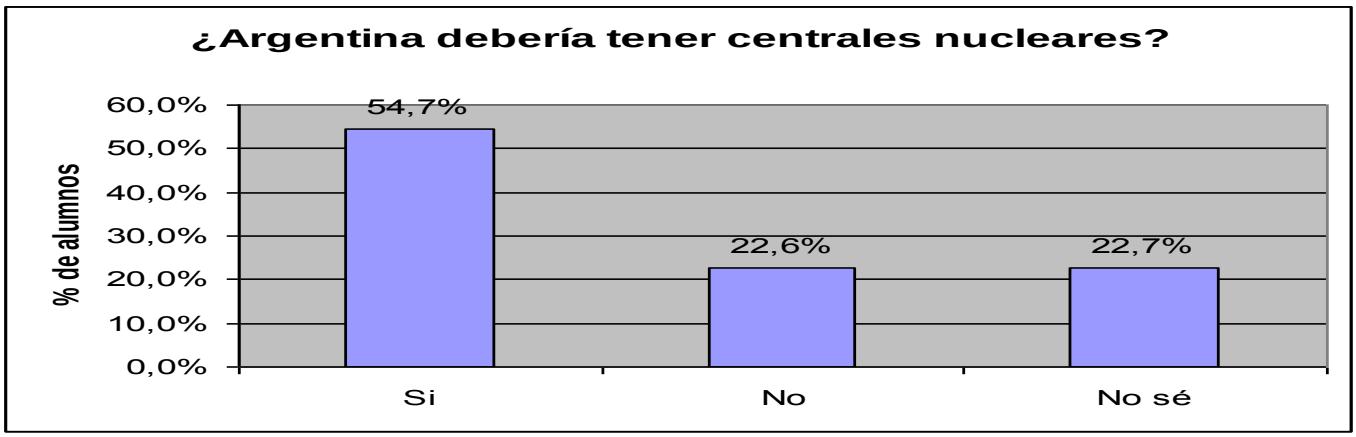
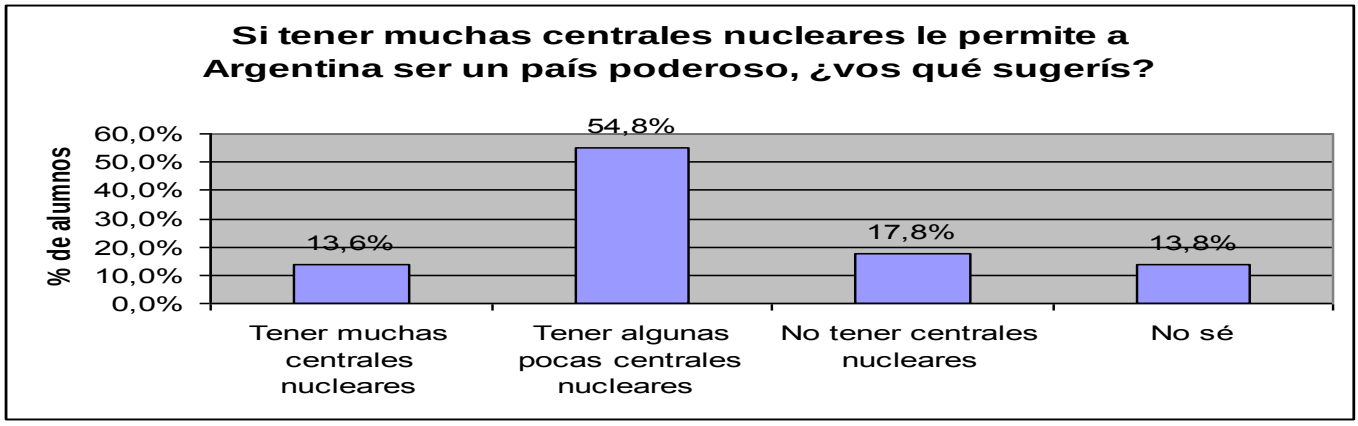


Gráfico 33



Los alumnos que viven cerca de una instalación nuclear parecen preferir más a las centrales nucleares que los alumnos que viven lejos de una instalación, como se observa en el gráfico 34, 35 y 36.

Gráfico 34

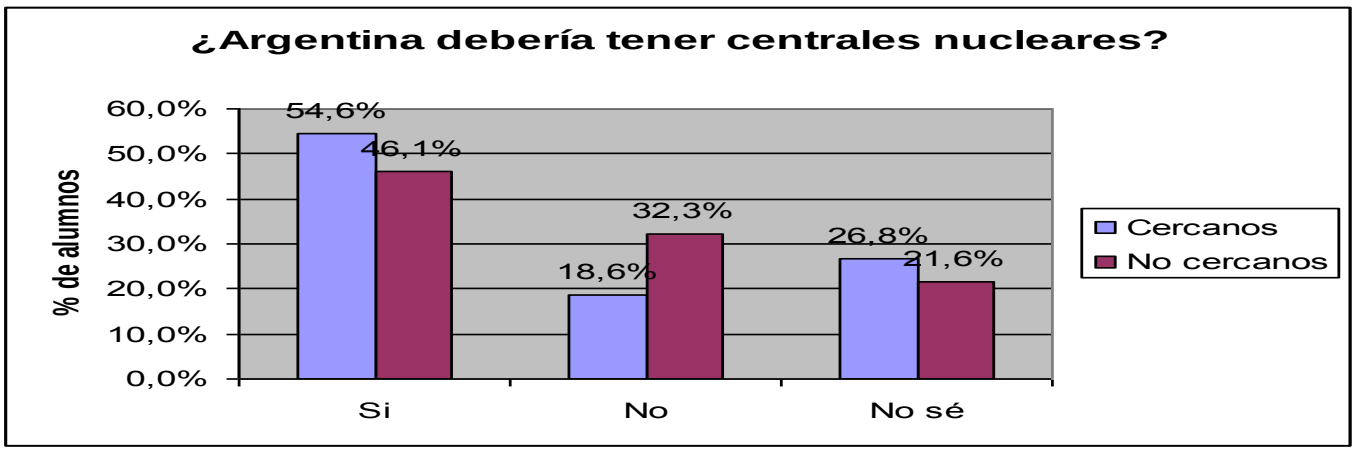


Gráfico 35

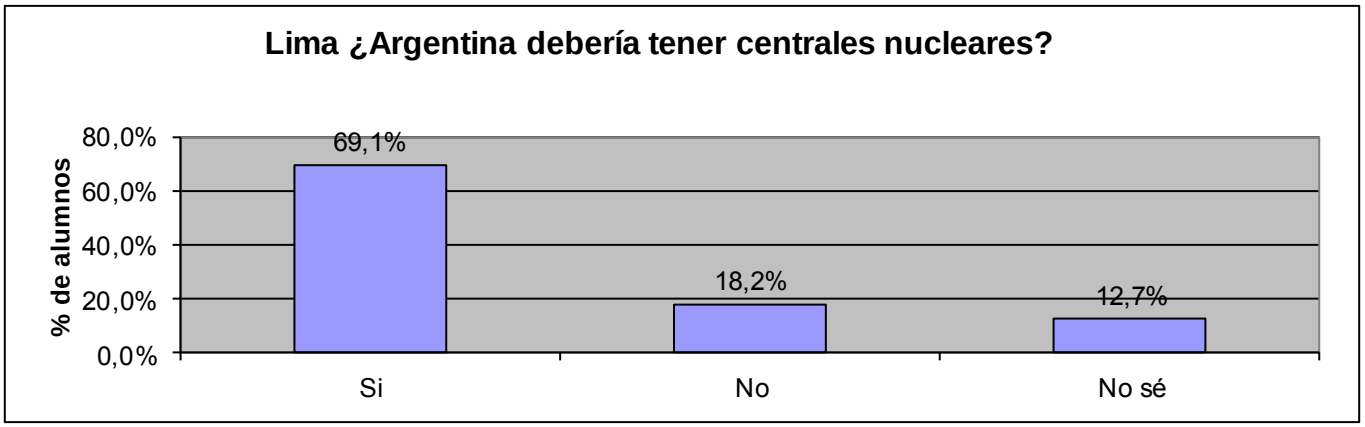
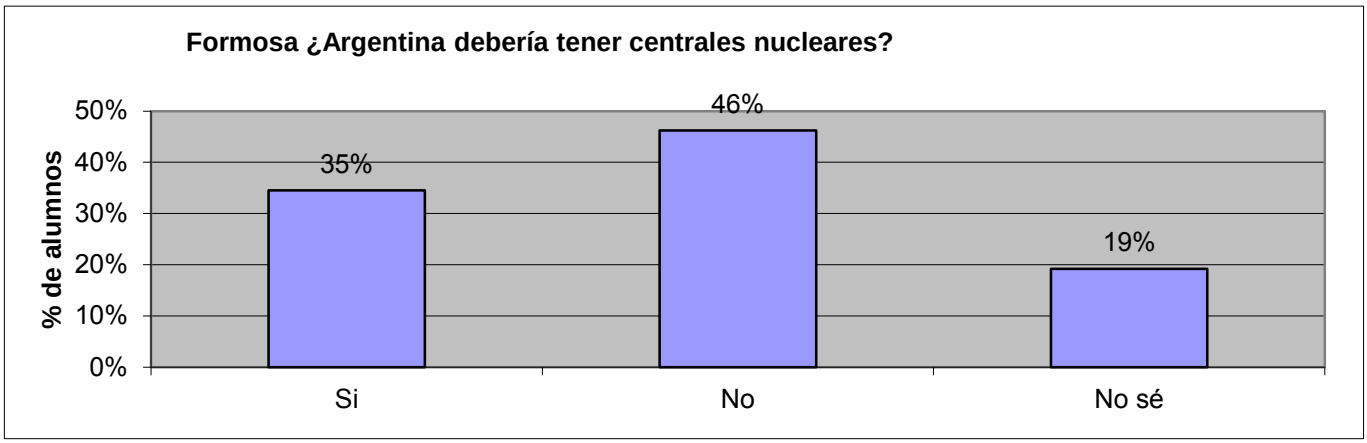
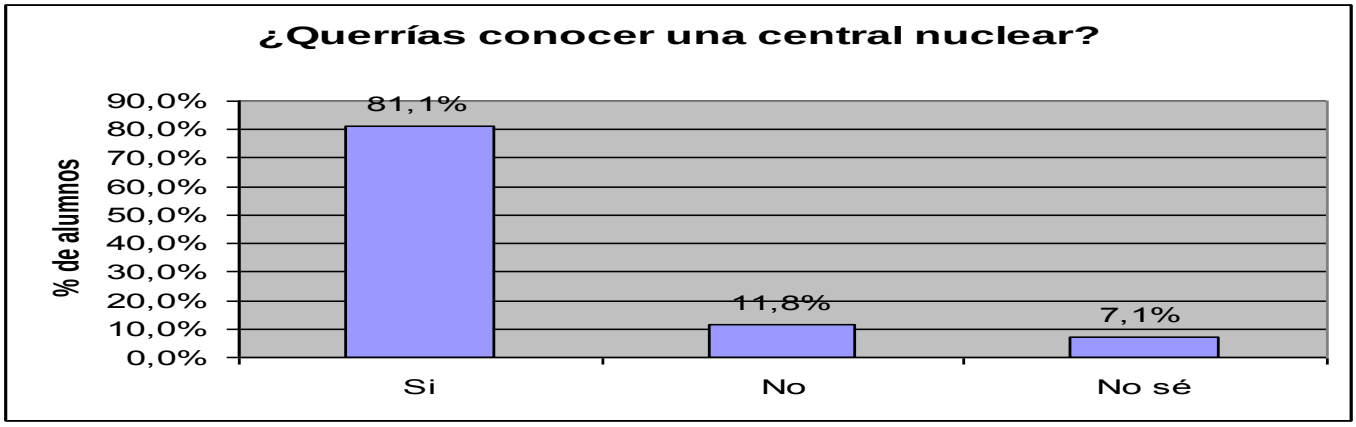


Gráfico 36



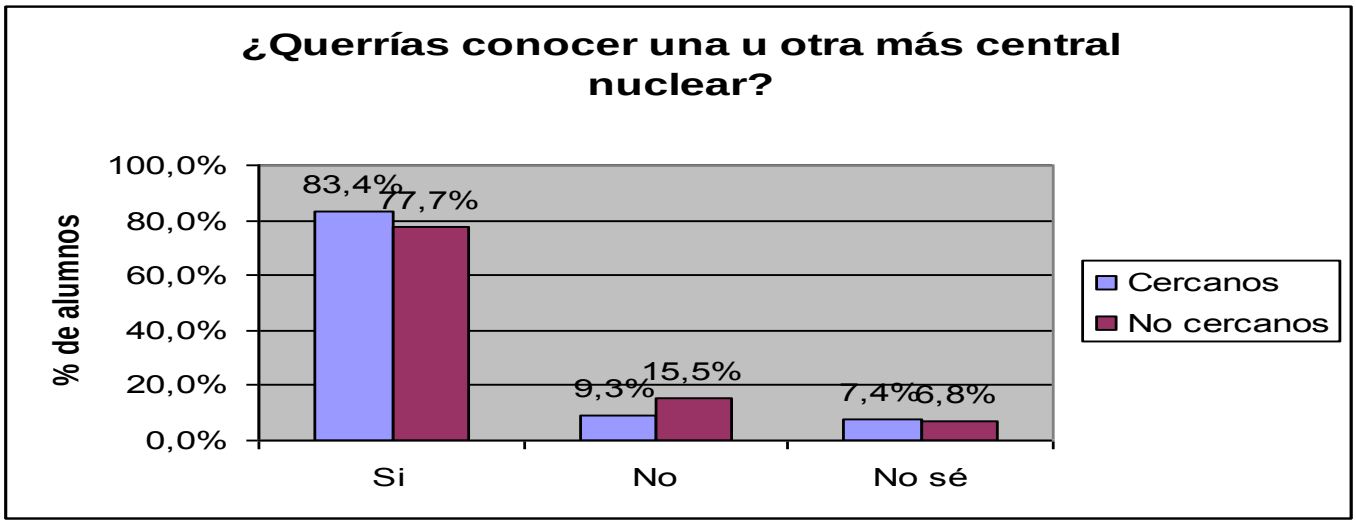
Cuando se le consultó a los alumnos sobre si quisieran conocer una central nuclear, incluidos los que ya habían conocido a una, se encontró que un muy alto porcentaje de estos quisieran conocer una central. En el gráfico 37 observamos que el 81.1% respondieron que sí.

Gráfico 37



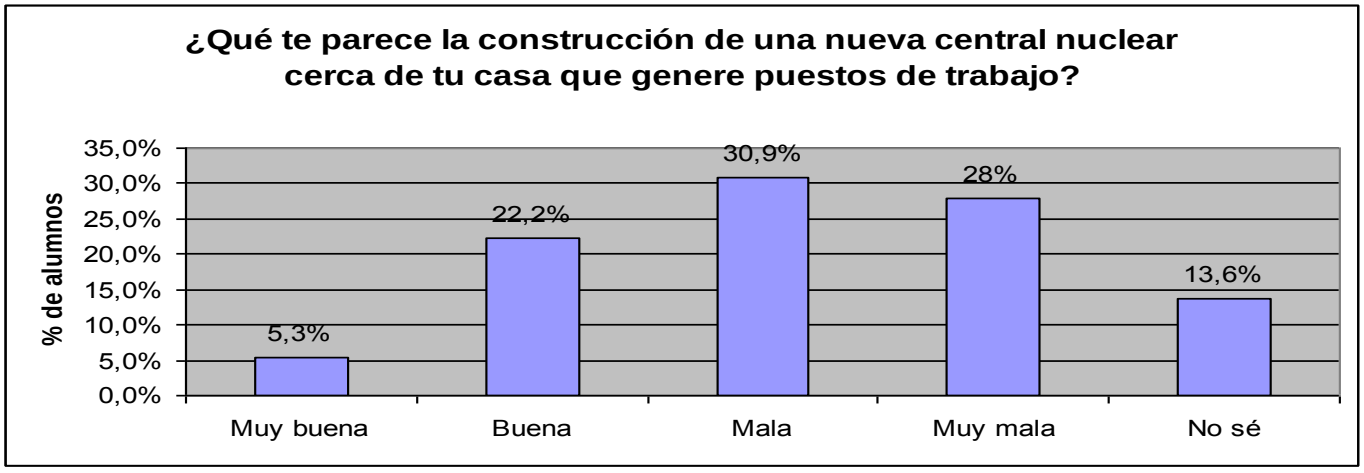
Los alumnos que viven cerca de una instalación nuclear tienen mayores deseos de conocer una central nuclear que los alumnos que están lejos de una instalación, como se observa en el gráfico 38.

Gráfico 38



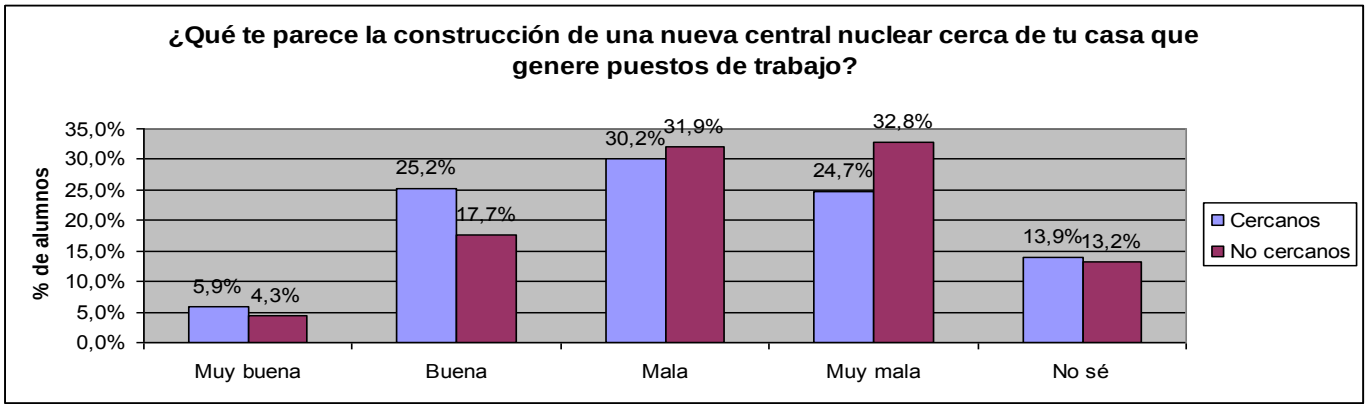
Sin embargo, se ha encontrado en la investigación general que la expansión de la actividad nuclear cerca de los hogares de los estudiantes no es muy aceptada. Menos del 30% de los alumnos acepta la construcción de una central nuclear cerca de su casa, como se puede observar en el gráfico 39.

Gráfico 39



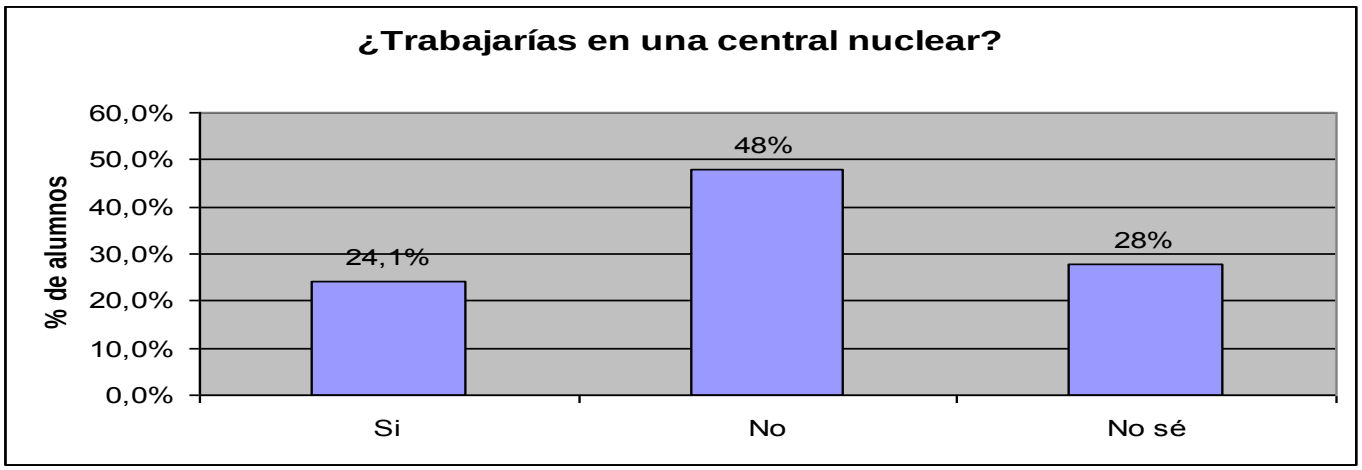
Al respecto, no se han encontrado muchas diferencias entre los alumnos que están cerca de una instalación de los que están lejos, como se observa en el gráfico 40.

Gráfico 40



En la misma dirección, cuando se le consultó a los alumnos si trabajarían en una central nuclear, casi la mitad de los mismos contestaron negativamente a la pregunta. Sólo un 24.1% trabajarían en una central nuclear como puede observarse en el gráfico 41.

Gráfico 41



Sin embargo, se encontró que los alumnos que viven cerca de una instalación nuclear son más proclives que los que están lejos a trabajar una central nuclear como se observa en los gráficos 42, 43 y 44.

Gráfico 42

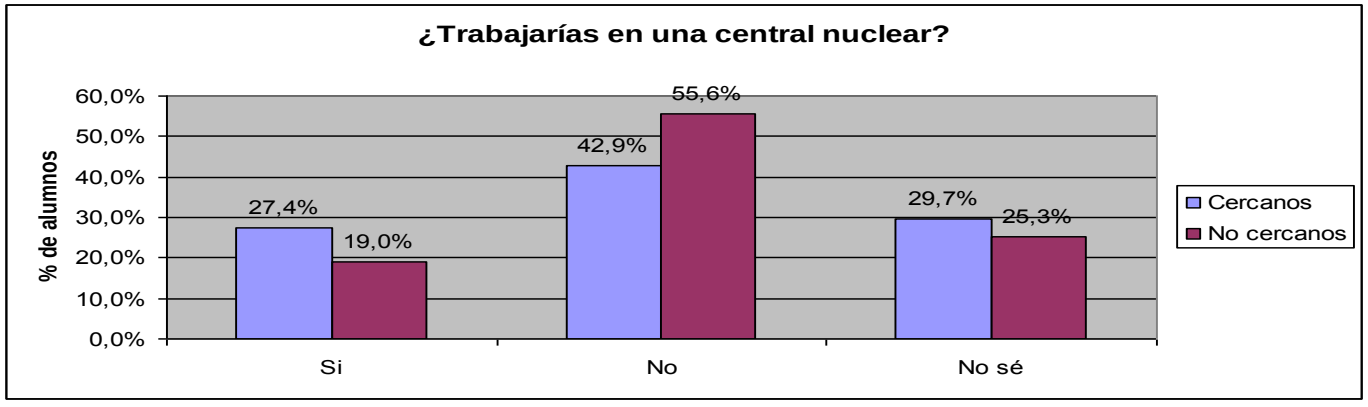


Gráfico 43

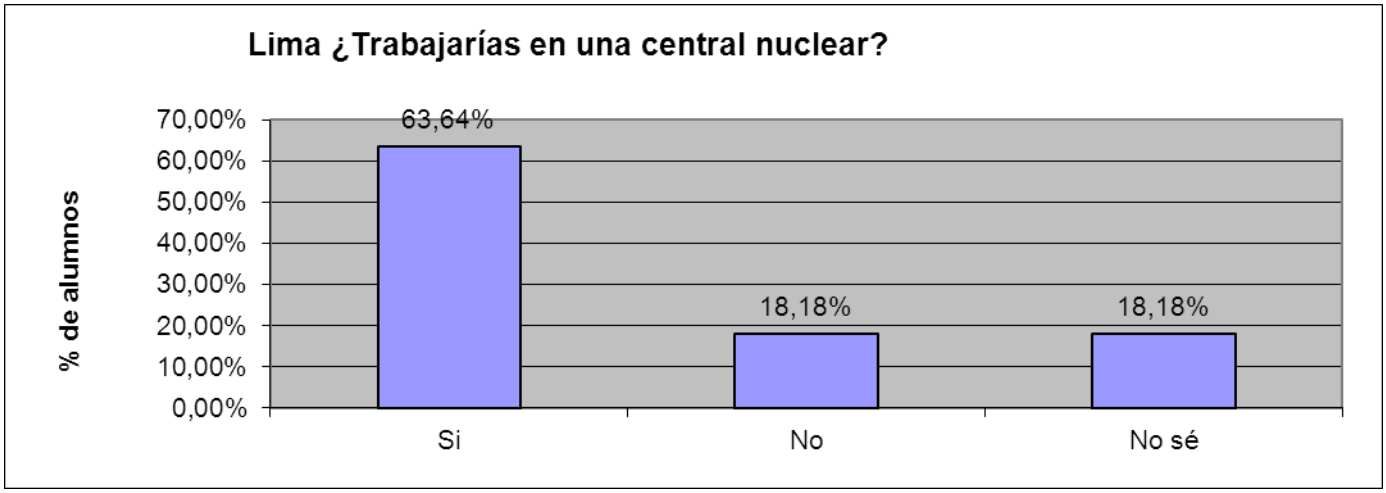
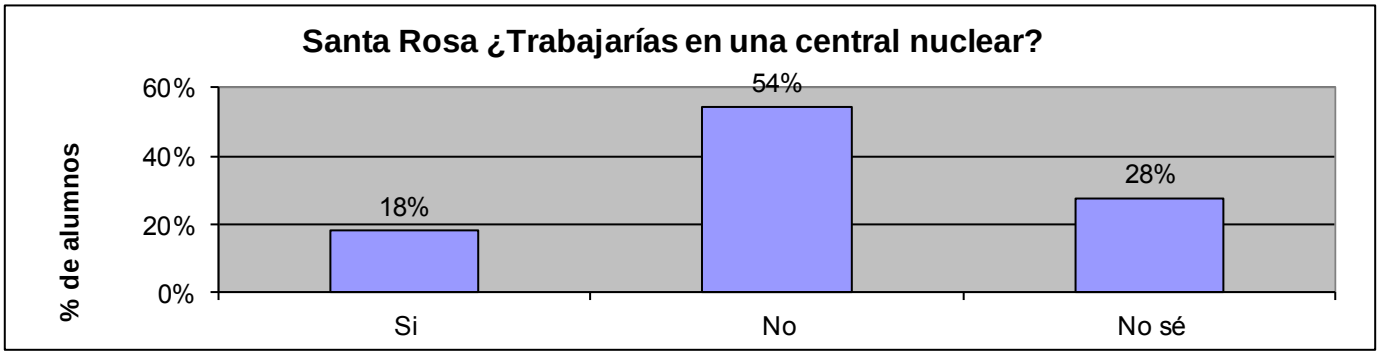
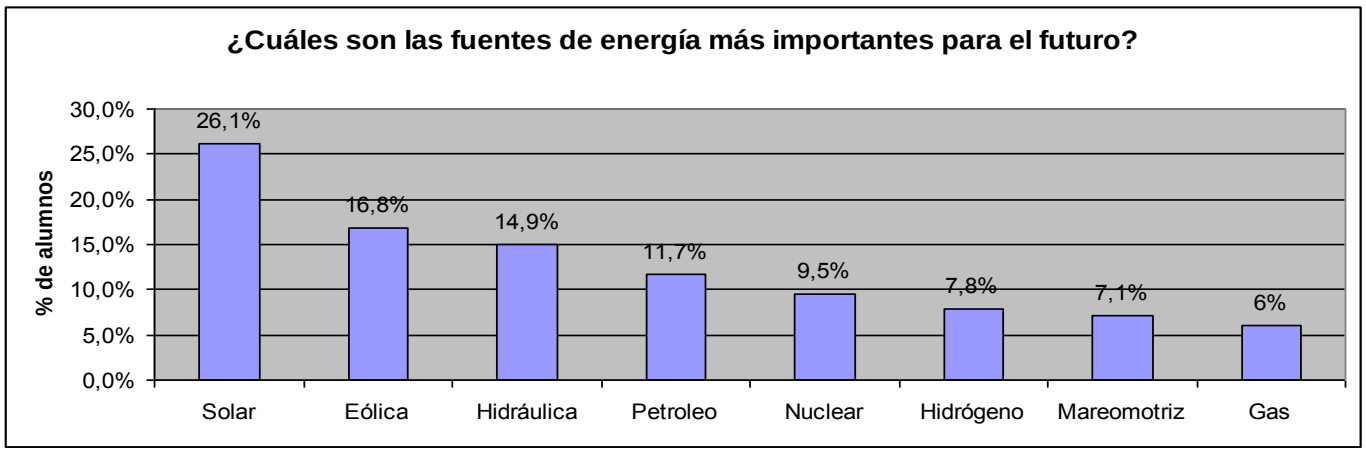


Gráfico 44



Finalmente, se les consultó a los alumnos sus preferencias a futuro sobre las fuentes de energía. En el gráfico 45 podemos observar que la energía solar es el tipo de energía preferida por los alumnos, seguida de la energía eólica y la hidráulica. La energía nuclear fue seleccionada por el 9,5% de los alumnos. Sobre este tema no se encontraron diferencias sustantivas entre los alumnos que viven cerca o lejos de una instalación nuclear.

Gráfico 45



6. Conclusiones

Como se expresó en la introducción, este trabajo es parte de una investigación para la obtención de Doctorado en Ciencia Política sobre aspectos comunicacionales de la actividad nuclear en Argentina. Para ello se realizó durante el año 2012 una investigación cuantitativa exploratoria con alumnos del último año

del secundario de nueve ciudades siguiendo el mapa oficial de distribución de instalaciones relevantes en el país.
Para comprender mejor la información recolectada de las encuestas con los 2210 alumnos, se diseñó un modelo de Mente Estudiantil Nuclear Argentina (MENAR), que pretende ayudar a comprender más profundamente la percepción de los alumnos sobre la energía nuclear.
Al respecto de las fuentes de información con las cuales la MENAR arma su percepción y opinión sobre la actividad nuclear, se encontró que los alumnos se concientizan principalmente a través de los medios de comunicación masivos, la televisión y la Internet. En segundo lugar, la MENAR toma contacto con el tema en las escuelas a través de sus docentes, y en pocos casos con charlas de expertos, y en último lugar lo hace a través de visitas a instalaciones nucleares y radiactivas. En ese sentido, podemos afirmar que la percepción y la opinión de los alumnos está mediatizada por los medios de comunicación.
En la medida que los estudiantes no conocen una instalación, sus percepciones de la energía nuclear suelen estar más mediatizadas que los estudiantes que sí conocen una instalación nuclear. El caso de los estudiantes de Villa del Dique es esclarecedor de esta cuestión. Estos estudiantes, luego de la visita a la central nuclear Embalse, modificaron en muchos puntos su percepción sobre la energía nuclear.
Al respecto de las imágenes mentales sobre la energía nuclear de los alumnos el tema nos abren un gran abanico de información sobre qué realmente piensa un alumno cuando trata el tema de la energía nuclear. La imagen mental más referida por los alumnos al pensar en energía nuclear fue “Los Simpson”. La segunda más expresada fue “Planta nuclear”; y la tercera más nombrada “Contaminación”.
Sin embargo, al analizar las imágenes mentales que expresaron los alumnos encontramos variaciones según el lugar donde vivan. Lo que se encontró es que a menor distancia de las centrales nucleares de Embalse y Atucha, los alumnos tienen imágenes mentales más cercanas al tipo de instalación que esté cerca. Y en ese mismo sentido, a mayor distancia de una instalación nuclear o radiactiva, los alumnos tienen imágenes mentales más alejadas de lo que las organizaciones comunican y más cercanas a lo que los medios de comunicación expresan. Por ejemplo, en el caso de Embalse, la imágenes mental más nombrada por los alumnos al pensar en energía nuclear fue “Átomos” y en el caso de Lima fue “Atucha”.
Y si comparamos el lugar que tiene la imagen mental “Los Simpson”, encontramos que en la investigación total esta imagen mental ocupa el primer lugar y es nombrada por el 12,1% del total de los alumnos encuestados. Pero entre los alumnos de Embalse y Lima, esta imagen mental ocupa el noveno lugar y es nombrada por el 3% de los alumnos. Más particularmente; los alumnos de Embalse ubican a la imagen de “Los Simpson” con el 2% de las nombradas, y los de Lima la ubican con el 3%.
Por otro lado, los alumnos que estudian cerca de un centro atómico (Bariloche, Ezeiza y Constituyentes) expresaron imágenes mentales más cercanas al total de los alumnos encuestados, y más vinculadas a la agenda que expresan los medios de comunicación. Por ejemplo, la imagen “Los Simpson” fue nombrada por el 14% de los mismos, ocupando el primer lugar de las más expresadas. La imagen “Átomos”, que fue la más nombrada por los alumnos que están cerca de una central nuclear, fue nombrada por el 4% de los alumnos.
Sin embargo, cuando analizamos las imágenes de los alumnos de estos tres lugares, los alumnos de Bariloche son los más cercanos a los objetivos de comunicación de la CNEA. La imagen mental más nombrada en Bariloche es “Reactor nuclear” y la imagen “Los Simpson” ocupa el cuarto lugar con el 6,8%.
Los alumnos que estudian cerca del Centro Atómico Ezeiza ubican a la imagen mental de “Los Simpson” en primer lugar con el 24%, y a la de “Átomos” en un cuarto lugar con un 7%.
En el caso de los alumnos que estudian cerca del Centro Atómico Constituyente, “Los Simpson” también ocupan el primer lugar con un 25% y la imagen mental “Átomos” es nombrada por menos del 1%; sin embargo, esa imagen es reemplazada por la imagen “Fábricas”, que quizás tenga que ver con el contexto industrial en el que viven estos alumnos.
Por otro lado, tomando el caso de los alumnos que viven lejos de una central nuclear o de un centro atómico, que en esta investigación son los alumnos de Formosa, Ushuaia y Santa Rosa, las imágenes mentales más nombradas son “Planta nuclear” con un 13,9%; “Contaminación” con un 13,3%; y “Los Simpson” con un 11,4%. La imagen mental “Átomos” ocupa un quinto lugar con un 5,7%. Se puede sostener que estas imágenes mentales se vinculan más a la agenda de los medios de comunicación que a los objetivos de las organizaciones de la actividad nuclear.

En el caso de los alumnos de Villa del Dique que, entre una encuesta y otra realizaron su primera visita a la central nuclear de Embalse, la imagen mental "átomos" paso del 33% al 29% entre una encuesta y otra. Lo mismo se puede observar sobre las imágenes mentales referidas a la inseguridad de las centrales nucleares. Para estos alumnos de Villa del Dique, la visita a la central nuclear no modificó sus imágenes mentales al respecto de la inseguridad.
En el caso de los alumnos de Villa del Dique, la visita a la central nuclear modificó fuertemente la imagen mental "central nuclear" convirtiéndola en la imagen mental "reactor nuclear". Algo similar sucedió con la imagen mental "fisión" que pasó del 5% al 12% luego de la visita a la central.
Por otro lado, la MENAR opina que las centrales nucleares son seguras en un 47,2% y que son inseguras un 37.7%. Al respecto de esta percepción de inseguridad, un 28,9% cree que son "inseguras" y sólo un 8,8% cree que son "muy inseguras". Las imágenes mentales más importantes asociadas a la percepción de inseguridad son "Chernobyl", "Contaminación" y "Japón". En ese sentido, la percepción de inseguridad está asociada a los accidentes nucleares importantes.
En términos generales se puede afirmar que los alumnos que viven cerca de una central nuclear tienen una percepción mayor de seguridad que los que viven lejos de una central nuclear. Y al mismo tiempo, se puede afirmar que los alumnos que realizan una visita a una central nuclear aumentan su percepción de seguridad en este tipo de instalaciones.
Al respecto de la cuestión del impacto ambiental de la energía nuclear, la MENAR tiene una percepción negativa sobre esta cuestión, ya que esa opinión alcanza al 77,1% de los alumnos. De ese porcentaje, el 42,5% cree que es "muy contaminante". Al respecto de qué cree la MENAR que contamina más, se encontró que la explotación minera (20,6%) y la disposición de los residuos nucleares (25,7%) son los dos procesos del ciclo del combustible nuclear que más genera percepción de contaminación.
Como se expresó anteriormente, si bien esa percepción alta de contaminación de la energía nuclear se da en alumnos que están cerca como lejos de una instalación relevante, la visita a una central nuclear permite aminorar esa percepción, como se demostró con los alumnos de Villa del Dique.
Sobre el nivel de información que tiene la Mente Estudiantil Nuclear Argentina, casi el 60% de los alumnos sabe que Argentina tienen centrales nucleares, pero hay una confusión al respecto de cuántas centrales nucleares en funcionamiento existen en la actualidad. El 19,8% de los alumnos cree que hay 3 centrales nucleares en funcionamiento, y el 18,2% cree que hay 2 centrales en funcionamiento. Se debe tener en cuenta que al momento de realizada esta investigación la central Atucha II estaba en construcción.
La MENAR cree que la energía nuclear se utiliza para generar electricidad en un 33% y para la industria en un 22,4%. Al mismo tiempo, hay un desconocimiento importante sobre los usos médicos de la energía nuclear, un 8,6%, y un 19,1% expresa que se utiliza para usos militares. Sin embargo, como se puede observar con los alumnos de Villa del Dique, el contacto real con una instalación y con el mensaje directo de los funcionarios permite modificar estas opiniones de los alumnos,
Al respecto de la información sobre el control de la actividad nuclear, la mitad de los estudiantes respondió "No sé". La ARN, que es el Organismo que controla la actividad nuclear en Argentina, fue nombrada por un 16,3% de los alumnos.
Al respecto de lo que los alumnos creen sobre los elementos que producen radiaciones ionizantes, se ha encontrado que los mismo enfocan su percepción en elementos relacionados con la producción de energía nuclear, como es una central nuclear y el uranio. Los elementos relacionados con la radiación natural son bajas en la opinión de los alumnos, como podemos observar en las opciones "el sol" y "la tierra".
No se han encontrado diferencias en la opinión entre los alumnos que viven cerca o lejos de una instalación nuclear. Sin embargo, se han encontrado diferencias en las opiniones en los alumnos de Villa del Dique antes y después de visitar la central nuclear Embalse. Antes de la visita a la central los alumnos enfocaban su atención sobre los elementos relaciones con la producción de energía nuclear, pero luego de la visita a la central se observa un enfoque más orientado a la producción de radiaciones ionizantes por parte de la radiación natural, como es el sol y la tierra. También se ha encontrado que la opción diagnóstico por imágenes aumentó considerablemente en las opciones elegidas luego de visitar la central nuclear.
Al respecto sobre qué organización ambientalista se opone a la energía nuclear, la MENAR desconoce en mayor medida qué organización lo hace (un 82%). Del 18% que conoce una ONG's antinuclear, el 14% pensó en Greenpeace.

Finalmente, más de la mitad de los alumnos opinan que Argentina sí debería tener centrales nucleares. Sin embargo, cuando se les consultó sobre la expansión de la cantidad de las centrales nucleares la mitad de los alumnos opinaron que quisieran tener sólo algunas más centrales nucleares.
Los alumnos que viven cerca de una instalación nuclear parecen preferir más a las centrales nucleares que los alumnos que viven lejos de una instalación.
Cuando se le consultó a los alumnos sobre si quisieran conocer una central nuclear, incluidos los que ya habían conocido a una, se encontró que un muy alto porcentaje de estos quisieran conocer una central. Los alumnos que viven cerca de una instalación nuclear tienen mayores deseos de conocer una central nuclear que los alumnos que están lejos de una instalación.
Sin embargo, se ha encontrado en la investigación general que la expansión de la actividad nuclear cerca de los hogares de los estudiantes no es muy aceptada. Menos del 30% de los alumnos acepta la construcción de una central nuclear cerca de su casa.
En la misma dirección, cuando se le consultó a los alumnos si trabajarían en una central nuclear, casi la mitad de los mismos contestaron negativamente a la pregunta. Sólo un 24.1% trabajarían en una central nuclear. Sin embargo, los alumnos que viven cerca de una instalación nuclear son más proclives que los que están lejos a trabajar una central nuclear.

7. Agradecimientos

Muchas gracias a los alumnos de las distintas ciudades que participaron voluntariamente en la investigación.
Muchas gracias a los directivos de las escuelas secundarias por abrirme las puertas de las instituciones para realizar las encuestas.
Muchas gracias a mis compañeros de la ARN por los aportes a la investigación.
Muchas gracias a los diferentes miembros del Directorio de la ARN por el apoyo y auspicio brindado a la investigación.
Muchas gracias al personal de ARN y CNEA por el aporte para el diseño del cuestionario de la encuesta.

8. Bibliografía

Abdel-Hay, F.; Oberhofer, M. Study of the Arts As a New Way to Measure Nuclear Public Opinion. http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/28/077/28077311.pdf

Araujo de Almeida, R.; Moreira, M.; Wieland, P.; Ferreira Guimarães, A. A Study on the Public Perception in Nuclear Area in Brazil. 2011 International Nuclear Atlantic Conference.

Ciallella N. y Grancelli Cha N. (1995) "La legislación nuclear y el bien común" ENREN. Presentado en XXIII Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear. Villa del Dique, Córdoba, Argentina, 1995.

Cuenca M. y J. Hilferty (1999). *Introducción a la lingüística cognitiva.* Barcelona: Ariel Lingüística.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Communication with the Public in a Nuclear or Radiological Emergency. Vienna, 2012.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. One Decade After Chernobyl. Summing up the Consequences of the Accident. Proceedinds of an International Conference On Decade After Chernobyl: Summing up the Consequence of the Accident. Vienna, 1996.

Kosslyn, S. M. (2005). Reflective thinking and mental imagery: A perspective on the development of Posttraumatic Stress Disorder. *Development and Psychopathology, 17*, 851-863. Cambridge University Press.

Nuclear Energy Institute. Perspective on Public Opinion. www.nei.org

Perko, T.; Turcanu, C.; Geenen, D.; Mamani, N.; Van Rooy, L. (2011) Media content analysis of the Fukushima accident in two Belgian newspapers. Nuclear Science and Technology Studies, Belgium.

Sautu, R. (2007) *Práctica de la investigación cuantitativa y cualitativa. Articulación entre la teoría, los métodos y las técnicas.* Buenos Aires, Ediciones Lumiere.

Slovic, P. (2000). *Perception of risk*. London: Earthscan.

Acción regulatoria en caso de aprisionamiento de fuentes radiactivas en operaciones de perfilaje

Chiliutti, C.A.; Poletti, M.; Calabria, M. y Lodise, M.V.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 de abril de 2015

Acción regulatoria en caso de aprisionamiento de fuentes radiactivas en operaciones de perfilaje

Chiliutti Claudia Alicia[1], Poletti Marcos, Calabria Miriam y Lodise Maria V.

Autoridad Regulatoria Nuclear

RESUMEN

El perfilaje de pozos petroleros se realiza para determinar los perfiles de densidad, porosidad y contenido de humedad o hidrocarburos. Esta práctica es regulada por la Autoridad Regulatoria Nuclear a través de la Norma Regulatoria A.R. 7.9.2 Rev.0, en la misma se establecen los requerimientos que se deben cumplir para llevar a cabo la operación. Las empresas cuentan con personal con permiso individual vigente. En esta práctica se utilizan fuentes radiactivas encapsuladas de Cs-137 y de Am-241 (Be), entre otras. Las fuentes se almacenan dentro de contenedores en un depósito. Durante la práctica se extrae la fuente de su blindaje, en forma rápida, se la coloca y ajusta en una herramienta que luego desciende al fondo del pozo para relevar los perfiles.

El objetivo de este trabajo es describir el proceso regulatorio desde el aviso de la operadora a la ARN hasta la emisión de la autorización de abandono in situ de la herramienta con sus respectivas fuentes.

Cuando se producen incidentes tales como el aprisionamiento de la herramienta con sus respectivas fuentes, estas pueden llegar a quedar a profundidades de miles de metros de la boca del pozo. La empresa que brinda el servicio informa a la ARN inmediatamente cada paso que realiza para poder rescatarlas. Luego de reiterados intentos y viendo la imposibilidad de rescate el operador solicita a la autoridad autorización para poder hacer el "abandono" in situ de la herramienta con sus respectivas fuentes. La empresa cuenta con procedimientos que considera la realización de intervenciones para proteger a las fuentes y al medio ambiente.

La ARN emite si corresponde, la autorización luego de haber sido realizada una evaluación de la información presentada.

1. INTRODUCCIÓN

El perfilaje de pozos petroleros es una práctica que se realiza para determinar los perfiles de densidad, porosidad y contenido de humedad o hidrocarburos en estructuras geológicas. Esta práctica es regulada por la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) a través de la Norma Regulatoria A.R. 7.9.2 Rev.0, en la misma se establecen los requerimientos que se deben cumplir para llevar a cabo la operación. Actualmente existen 6 (seis) empresas que brindan el servicio de perfilaje. Las mismas cuentan con personal con permiso individual vigente, cada uno de ellos realiza cursos, ya sea para solicitar el permiso por primera vez como para la renovación de los mismos, con una vigencia de tres años. Estas instituciones cuentan con sus programas y docentes reconocidos por la ARN.

---

[1]E-mail del Autor: cchiliutti@arn.gob.ar

Los cursos realizados fuera de esta normativa no son considerados para la renovación y/o obtención de los permisos individuales. En este tipo de práctica se utilizan fuentes radiactivas encapsuladas de Cs-137 y de Am-241 (Be), entre otras. Estas fuentes se almacenan dentro de contenedores, los mismos deben cumplir con la norma de transporte y estar correctamente señalizados con etiqueta e índice de transporte correspondiente, además del Numero de UN correspondiente, 3332. Estas fuentes con sus contenedores se guardan en un depósito en que se deben cumplir con las condiciones de seguridad radiológica y sistemas de seguridad física adecuadas. El transporte de las mismas se realiza en camiones que cumplen con la normativa vigente. Durante la práctica se extrae la fuente de su blindaje, en forma rápida, se la coloca y ajusta en una herramienta que luego desciende al fondo del pozo para relevar los perfiles. Cuando estas fuentes, durante la práctica de perfilaje, quedan aprisionadas se debe notificar en forma inmediata a la Autoridad Regulatoria Nuclear.

2. ASPECTOS REGULATORIOS

2.1. Permisos individuales

Actualmente existen 217 personas que cuentan con permiso individual vigente para el propósito "Uso de Fuentes Selladas en Perfilaje de Pozos Petrolíferos, distribuidos principalmente en la zona sur del país. Para obtener este permiso deben cumplir con lo establecido en la Norma AR 7.11.2 "Permisos individuales para operadores de fuentes de radiación para aplicaciones industriales". Estos permisos tienen una vigencia de 5 años. Tanto para la obtención como para la renovación deben realizar un curso de protección radiológica con una vigencia de tres años. Estos cursos se realizan en instituciones que cuentan con los programas y los docentes reconocidos por la ARN. Para poder obtener el permiso individual los postulantes deben ser mayores de 21 años y contar con estudios secundarios completos.

Personas con permiso individual por provincia

Provincia	Permisos Individuales
Santa Cruz	32
Chubut	91
Salta	1
Neuquén	70
Mendoza	23

2.1.1. Licencias de operación

Para que las instituciones puedan realizar la práctica de perfilaje de pozos petroleros, previamente deben contar con una licencia de operación que los habilite para el propósito de uso. Para ello deben contar con un responsable por la seguridad radiológica de la instalación y dar cumplimiento a la Norma AR 7.9.2 donde se encuentran establecidos los requerimientos edilicios, de personal y de la práctica indicada. Estas instalaciones cuentan con bases autorizadas distribuidas mayormente en la región sur del país. Estas bases deben contar con un deposito autorizado que debe cumplir con los requisitos edilicios establecidos en la norma de aplicación, como así también con personal con permiso individual vigente y elementos de radioprotección como ser: detectores de radiación, blindajes y dosimetría personal de cuerpo entero y extremidades.

Almacenamiento en perforaciones tubulares

Almacenamiento cerrado en superficie

Las empresas autorizadas para brindar este servicio deben haber participado previamente de ejercicios de intercomparación.
Actualmente existen 6 empresas que realizan perfilaje de pozos petrolíferos. Entre ellas suman 19 bases con un total de 228 fuentes radiactivas. Estas bases se encuentran distribuidas principalmente en la región sur del país. Las fuentes radiactivas más utilizadas son las de Cs-137 y de Am-241(Be). También se utilizan H-3 (generadores de neutrones) y Cf-252.

Distribución de bases petroleras por provincia

Provincia	Cantidad de Bases
Chubut	5
Salta	1
Santa Cruz	4
Neuquén	7
Mendoza	2

El transporte de las fuentes radiactivas y de las herramientas desde la base hasta la localidad donde se llevara a cabo la práctica se realiza por medio de vehículos que cumplen con la norma de transporte de material radiactivo, AR. 10.16.1 y con el reglamento general para el transporte mercancías peligrosas por carretera.

Fig. Vehiculo de transporte

2.1.2 Procedimiento en caso de aprisionamiento de fuentes radiactivas en operación de pozo

Cuando se producen incidentes tales como el aprisionamiento de la herramienta con sus respectivas fuentes, estas pueden llegar a quedar a profundidades de miles/cientos de metros de la boca del pozo. En estos casos la empresa que brinda el servicio informa, por pedido de la autoridad reguladora, cada paso y día por día las tareas que lleva a cabo para intentar rescatarlas, comunicando también las coordenadas donde se sitúan las mismas y las profundidades donde se encuentran ubicadas.

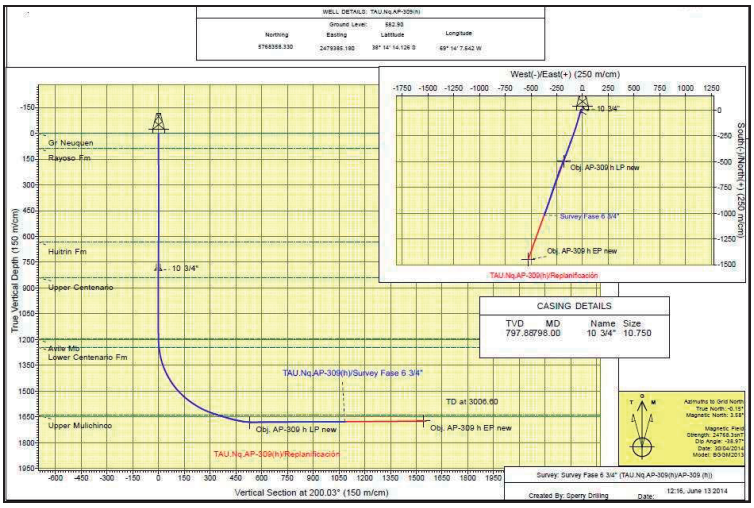


Gráfico donde se muestra vista lateral y planta del pozo

Algunas de las tareas que realiza la empresa durante el intento de rescate son: monitoreo de dosis de radiación a lo largo del circuito del lodo, actividades de liberación de sarta mediante bombeo, fresado de tubería, tareas de recuperación de tuberías en caso de corte de sarta, actividades de pesca y lavado, etc.

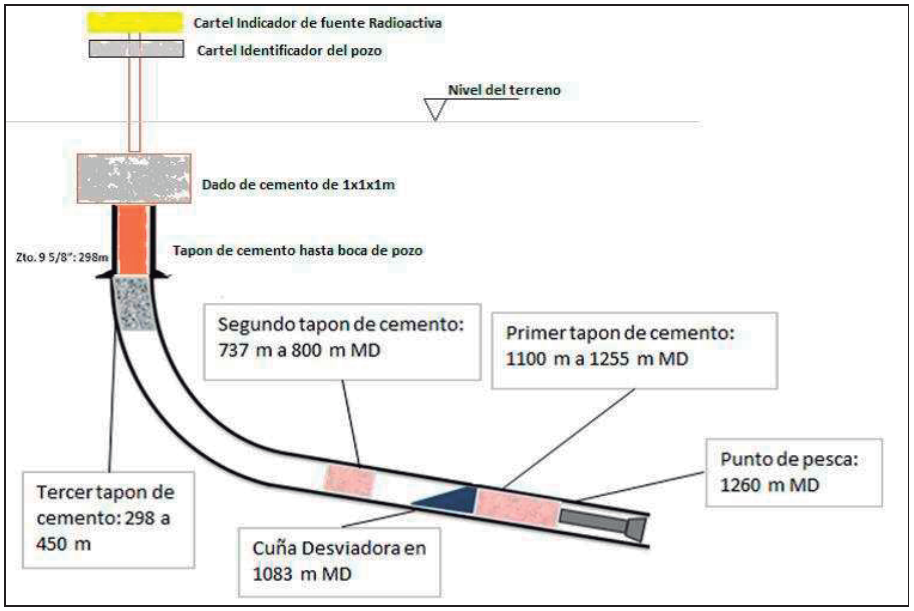
En caso de que y luego de reiterados intentos y viendo la imposibilidad de rescate, alrededor de 70 días intentado recuperar las fuentes, el operador solicita a la autoridad reguladora autorización para poder hacer el "abandono" (o disposición final) en el sitio de la herramienta con sus respectivas fuentes. La empresa realiza un informe sobre las tareas a realizar para disposición final in situ.

La empresa cuenta con procedimientos que considera la realización de intervenciones para proteger a las fuentes y al medio ambiente y que son aplicados internacionalmente, el mismo fue solicitado por la ARN para su evaluación.

La ARN, una vez realizada la evaluación de la documentación presentada por la empresa prestadora y si corresponde, emite una autorización para proceder a la disposición final.

El procedimiento de "abandono" se lleva a cabo en forma conjunta entre la empresa que realiza el servicio y la empresa operadora del pozo. Primeramente se debe acondicionar el pozo: chequear presiones, colocar circuito hidráulico y luego cementar.

Ejemplo de un esquema de un pozo con herramientas aprisionadas



Una vez cementado el pozo la empresa prestadora debe contactar la ubicación exacta del tope del tapón de cemento y su profundidad, colocar en la superficie de la boca del pozo y en las coordenadas verticales (extremo inicial y final del pozo) una placa indicando: ubicación vertical de las fuentes, la palabra "PRECAUCION NO RE-PERFORAR ESTE POZO", símbolo radiactivo, la fecha de abandono, Nombre de la empresa operadora del pozo, identificación de la fuente, nombre y código de identificación del pozo, profundidad a la cual se encuentra la fuente.

Durante las operaciones se realizan mediciones en la boca del pozo para constatar condiciones seguras desde el punto vista radiológico. Tanto la operadora como el titular de la licencia deben dejar registro del abandono de la fuente.

Cartel en la ubicación vertical de la fuente

Cartel en Boca de pozo

La Autoridad Regulatoria Nuclear realiza inspecciones en el sitio para verificar que se haya colocado la señalización correspondiente, además de realizar mediciones y tomar muestra de tierra y/o lodo en la boca del pozo cuyos valores no fueron superiores al fondo natural de radiación. Paralelamente la ARN realizo charlas a la comunidad de la zona.

Finalizada las tareas el titular de la licencia de operación, prestador del servicio, en conjunto con la empresa operadora debe presentar un informe final y en el caso que se decida realizar una nueva intervención del pozo para perforar un rama lateral se deberá enviar la ARN la planificación de la trayectoria y el análisis de anticolisión verificando que la nueva trayectoria se encuentre a una distancia considerada del pozo y de las fuentes radiactivas. Adicionalmente deberán indicar la metodología a emplear en la nueva rama con el fin de evitar poner en riesgo las fuentes abandonadas.

3. CONCLUSIONES

En Argentina desde el año 2008 hasta la actualidad han sido cementados cuatro pozos petroleros. Actualmente la actividad petrolera se ha incrementado por lo que puede preverse que al aumentar la cantidad de perforaciones de pozos petroleros podría llegar a aumentar la cantidad de herramientas aprisionadas y que no pudieran ser recuperadas. Sería necesario llevar un control más exhaustivo de los procedimientos y en el caso de ser necesario solicitar un informe independiente sobre el impacto ambiental.

4. REFERENCIAS

1. Norma AR 7.9.2 "Operación de Fuentes de Radiación para Aplicaciones Industriales" Rev.0 aprobada en la Resolución del Directorio de la Autoridad Regulatoria Nuclear Nº 39/06 (Boletín Oficial 10/04/06).
2. Norma AR 7.11.2 "Permisos individuales para operadores de fuentes de radiación para aplicaciones industriales" Rev.0 aprobada en la Resolución Nº13/06 (Boletín Oficial 02/02/06)
3. Norma AR 10.16.1 "Transporte de Materiales Radiactivos" Rev.2
4. Reglamento general para el transporte de mercancías peligrosas por carretera. Decreto 779/95 - Anexo S

Basis for criticality incident detection coverage for a typical MTR-type fuel elements fabrication plant

Cruzate, J.A.

Presentado en: International Conference on Nuclear Criticality Safety ICNC2015.
Charlotte, EE. UU., 13 al 17 de setiembre de 2015

BASIS FOR CRITICALITY INCIDENT DETECTION COVERAGE FOR A TYPICAL MTR-TYPE FUEL ELEMENTS FABRICATION PLANT

Cruzate, J.A.[1]

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

The bases for the design, and nuclear criticality evaluation, of a typical facility for the manufacturing of fuel elements for material testing reactor (MTR) are given. A general-purpose process is presented, which starts with metallic uranium hexafluoride, and ends with the assembling of the final fuel element. Well-known international guides were used for establishing the main process parameters, including some important geometric dimensions.

The feasible design basis accidents were identified by analysing the defined representative process. The more probable accidents were found to happen during the chemical stage of the process. The criticality of the accidents were analysed, and the total number of fissions for these accidents were estimated using a simplified formula based on an improved heat energy method. As the assumed accidents take place in moderated media, the radiation spectra for neutrons and photons arising from thermal fission of ^{235}U were estimated in order to assess the doses received by workers. The whole facility was simulated, with the estimated primary radiation source placed at assumed accidents locations, and a dose mapping was made covering the entire facility. All the calculations were made by using the MCNP6.1 Monte Carlo code, adopting cross sections from the ENDF/B-VII.1 nuclear data.

The obtained dose mapping was used to define the composition and dimensions of walls and doors within the facility. On the other hand, according to ISO 7753 International Standard, a criticality accident alarm system (CAAS) is not required in areas where the maximum foreseeable accidental dose in free air will not exceed 0.12 Gy. Then, the obtained mapping may be used as an aid for determining the zones of the facility to be covered by CAAS, for stating the evacuation zone boundary and the evacuation routes, and to design the emergency plan. Moreover, this methodology may be adapted for deciding the feasible locations for criticality alarms.

Keywords: Criticality evaluations, Criticality accidents, dose mapping, MCNP6.1, ENDF/B-VII.1

1. INTRODUCTION

Nuclear facilities plants, where fissionable material is processed, handled, stored or used in any physical or chemical form, give rise to the risk of a criticality accident that may be lethal to nearby personnel. In addition, a criticality accident could bring out the release of nuclear material to the environment with the subsequent exposure of members of the public. Consequently, for these facilities nuclear criticality safety must be assured in normal operations, anticipated operational occurrences, and during and after design basis accidents. This does not apply to facilities where criticality is intended by design, as for example nuclear reactors and critical facilities. This also does not apply to severe or beyond design basis accidents, but in these cases countermeasures must be taken into account in order to mitigate the consequences of the accident. With this aim, a criticality safety analysis must be accomplished in order to

[1] jcruzate@arn.gob.ar

identify all possible criticality hazards, and its radiological consequences. On the grounds of this analysis, a criticality safety evaluation must be carried out to determine the parameters which assure nuclear criticality safety. The basic parameters that assure that a system will be subcritical under specified conditions may be drawn from international standards [1]. These parameters may used as a starting point of the criticality evaluation.

Nuclear facilities, in particular those related to fuel cycle, can be categorised in facilities where a criticality accident may be not credible, and facilities where a criticality accident may be credible. Good examples of the last ones are enrichment, fuel fabrication, spent fuel storage, reprocessing and waste treatment facilities. For facilities in the second group, ISO 7753 states that a criticality accident alarm system (CAAS) is not required in areas where the maximum foreseeable accidental dose in free air will not exceed 0.12 Gy [2].

This work is focused on the process to manufacture fuel elements for material testing reactor (MTR). The starting material for MTR fuel fabrication is UF_6 in solid state. The UF_6 is first heated over 80^{o}C in order to get it in gaseous state and then is added to demineralised water, and so a uranyl fluoride (UO_2F_2) solution results. Later, ammonium hydroxide is added to the uranyl fluoride (UF) solution, producing a suspension of ammonium diuranate ($(NH4)_2U_2O_7$). Subsequently the ammonium diuranate (ADU) is filtrated, washed with ammonia solution and dried with alcohol. This ADU is calcined at 800^{o}C in an oxidant atmosphere to form a U_3O_8 agglomerate, which is then milled and sieved. Subsequently this powder is heated up to 1400^{o}C, and milled and sieved again in order to obtain a high density U_3O_8 powder. This powder, mixed with aluminium oxide, is compacted and framed with aluminium elements. These frames are rolled to obtain the fuel plates, which are finally arranged to form the final fuel element.

In this work the bases for the design, and nuclear criticality evaluation, of a typical MTR-type fuel element fabrication plant are presented. In addition, the feasible criticality accidents have been identified and their source terms were calculated. On the grounds of the determined possible source terms a dose mapping has been established for the postulated accidents. The obtained dose mapping was used to define the composition and dimensions of walls and doors within the facility. Furthermore, the obtained mapping may be used for determining the necessity of CAAS, and the zones of the facility to be covered by this. In addition, this mapping may be also used as an aid for stating the evacuation zone boundary and the evacuation routes, and to design the emergency plan. Moreover, this methodology may be adapted for deciding the feasible locations for the criticality alarms.

2. BASIS FOR THE DESIGN OF A TYPICAL PLANT, AND ASSOCIATED PROCESSES, FOR MTR-TYPE FUEL ELEMENT FABRICATION

The typical plant presented in this work is intended to produce generic fuel elements for MTR reactors, which use uranium enriched up to 20% in weight of ^{235}U. A general layout for this plant is presented in Figure 1. The plant has been conceived to produce fuel elements starting from solid UF_6. The only raw material, other than solid UF_6, that enter to the plant is aluminium powder, in addition to aluminium frame and covers. All the proposed activities require specific spaces, with constructive characteristics defined by the type of processes that take place in them. The present layout is intended to be generic, and so these specific characteristics were not taken into account. In this stage only process parameters will be determined. The walls, as well as floor and roof, are made of concrete, but its thickness will be determined in a subsequent stage, in the course of the evaluation of the doses generated during a criticality accident; the same applies to the thickness and composition of the doors which interconnect the different sections of the facility. In regards to fissile material handling, the plant is divided into the six sections shown at Figure 1. In addition, there is a chemical laboratory, not shown in the layout, where the necessary chemical measurements related to process are accomplished.

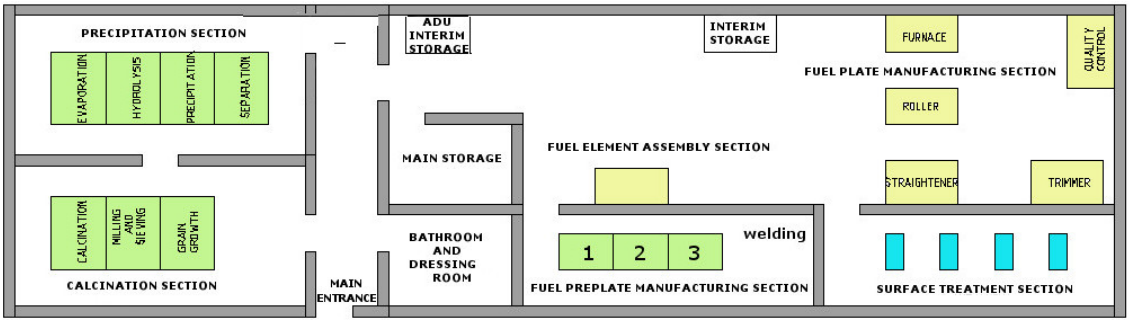


Figure 1. Layout of a typical plant for MTR-type fuel elements fabrication.

As far as fissile material handling is concerned, the precipitation, calcination, and fuel preplate manufacturing sections are the areas with the highest risk of contamination, associated to powder manipulation. Special care is therefore necessary regarding closing and ventilation. In addition, a special paint must be used for the floor and the walls, to make eventual decontamination easier. These three sections comprise the controlled area. The rest of the sections have less strict requirements and construction is therefore conventional and hence they, in addition to chemical laboratory, comprise the supervised area. All fissile material store rooms are inside the plant. Raw materials (other than UF_6), powders, scrap, and finished fuel elements are stored in the main storage. On the other hand, material in process is stored in the corresponding interim storage.

In order to assure the intrinsic subcriticality of the equipments and devices involved in the different stages of the process, it is helpful to take into account the subcritical parameters given by International Guides. In particular, the GUIDE DE CRITICITÉ issued by CEA [1] gives the following values, for uranium with 20% in weight enrichment:

a) Solutions and homogeneous salts:

Critical values: mass = 5.6 kg total uranium, volume = 12.9 l, diameter = 21 cm, thickness = 9 cm

Safe values: mass = 2.4 kg total uranium, volume = 9.6 l, diameter = 17.8 cm, thickness = 6.7 cm

b) Metal/water homogeneous mixtures:

Critical values: mass = 5.6 kg total uranium, volume = 10.5 l, diameter = 18 cm, thickness = 7 cm

Safe values: mass = 2.4 kg total uranium, volume = 7.9 l, diameter = 15 cm, thickness = 5.2 cm

c) Concentration: Critical value = 60 g/l, safe value = 51 g/l (expressed in total uranium).

Subcriticality may be assured if the mass involved in each section of the plant is limited by a batch system, and one batch is taken to be the safe mass, i.e. 2.4 kg of total uranium. The nominal production capacity will be 100 fuel elements per year, with a total uranium content of 2160 g each. A detailed description of each section, and related operations, is presented in the following.

2.1. Precipitation section: UF_6 to ADU conversion (wet process)

Here ammonium diuranate is obtained from solid UF_6. UF_6 reacts with air moisture forming a white fog which consist of hydrofluoric acid (HF) and uranyl fluoride (UO_2F_2). Both gases are toxic and corrosive, the last also being radioactive. In order to prevent spreading in case of UF_6 release, all the equipments in this sector are located into one glove box which is below

atmospheric pressure. The released gases are extracted through scrubbers spry towers, and highly efficient particle air (HEPA) filters. Furthermore, during hydrolysis and precipitation operations, liquids containing fissile material may leak from tanks, piping, pumps, and so on. In order to avoid criticality in these cases a stainless steel tray, 5.2 cm in height (safe thickness for metal/water homogeneous mixtures), is located in the bottom of the glove box. The process in this section is divided into four stages: vaporisation, hydrolysis, precipitation and separation.

2.1.1. Vaporisation

The UF_6 used in the process is contained in a cylinder model 5A, which contains no more than 24.95 kg of UF_6, which is equivalent to 16.85 kg of total uranium. UF_6 is solid at room temperature, therefore heat must be added in order to vaporise it before hydrolysis. The cylinder and pipes are then heated to about 80-100^{o}C at normal atmospheric pressure.

2.1.2. Hydrolysis

Gaseous UF_6 is transferred to hydrolysation tank, where it reacts with demineralised water, according to the following reaction

$$UF_6(g) + 2\ H_2O \rightarrow UO_2F_2(aq) + 4\ HF(aq)$$

The hydrolysis tank is a closed right cylinder made of stainless steel. If it is assumed that all the uranium mass in the batch (2400 g) enters to the hydrolysis tank, this results in 47.1 litres of solution with 51 g/l of total uranium (safe concentration). If the diameter of the tank is assumed to be 17.8 cm (safe diameter for solutions), then the height of tank would be 189.1 cm. Such a tank would be too high for a practical process, so the following dimensions are proposed: diameter 35 cm and height 57 cm (54.8 litres in volume). In conclusion, during hydrolysis 2400 g of total uranium in the form of UF_6 are added to 47 litres of demineralised water, producing an aqueous solution with 51 g/l of total uranium, in the proposed tank. In this way, the hydrolysis tank is no safe by geometry, so mass transferred to it must be controlled by continuous weighing of UF_6 cylinder; in addition, uranium concentration in solution must be checked also. The chemical reaction occurs at room temperature, but the reaction itself increase the solution temperature. In consequence temperature and pressure inside the hydrolyser tank must be controlled permanently. In order to ensure homogeneity during hydrolyses, solution must be recirculated during operation. In order to prevent neutronic interaction, hydrolyser tank may be covered with a cadmium sheet, of about 2 mm in thickness. The produced solution is corrosive, hence this tank must be internally covered with polypropylene, polyethylene, or some other appropriate material.

2.1.3. Precipitation

Once the concentration of fissile solution at the hydrolysis tank has been verified to be equal to or less than 51 g/l, the solution can be transferred to the precipitation tank (or precipitator). When the solution transfer is complete, an ammonia solution (ammonium hydroxide) is added in order to produce $(NH4)_2U_2O$ (ammonium diuranate, or ADU) crystals, according to the following reaction

$$UO_2F_2 + 7\ NH_4OH + 4\ HF \rightarrow 1/2\ (NH_4)_2U_2O_7 + 6\ NH_4F + 11/2\ H_2O$$

The precipitator is proposed to be a closed right cylinder made of stainless steel with an elastomeric internal cover, and with the following dimensions: diameter 40 cm and height 56 cm (70.4 litres in volume). The precipitation tank is no safe by geometry, so uranium concentration in solution must continuously checked. In order to prevent neutronic interaction, this tank may be covered with a cadmium sheet, which thickness can be about 2 mm. ADU crystals are kept in suspension by means of recirculation, in order to prevent falling of the solids to the bottom of the tank. During process temperature and acidity (pH) of solution must be

permanently controlled, as well as ammonium hydroxide addition rate. In the final stage, an ADU slurry is precipitated to the bottom of the tank.

2.1.4. Separation

The precipitated ADU slurry, produced in the previous stage, is transferred from the bottom of precipitation tank to a filtration tank. This is a right cylinder, 40 cm in diameter and 56 cm in height, with a corresponding volume of 70.4 l, made of stainless steel. During this operation ADU crystals are separated from the liquid, typically by means of centrifuge or filter press. The centrifuge uses rotational forces to separate ADU crystals from the solution. On the other hand, filter press make use of mechanical force to push the solution through a porous material, withdrawing the solid particles behind it. After completing the filtering, the ADU precipitate is washed with ammonia solution, and then dried with alcohol. This ADU cake contains fluorine, which stoichiometry varies according to the specific process. The liquid drained is stored into two storage cylinders of safe diameter (17 cm) and 155 cm in height. Finally, the dried ADU is collected in leak-proof containers which are then stored in the ADU interim storage, from where it will be transferred to calcination section. These containers have a height of 5.2 cm (safe thickness for metal/water homogeneous mixtures), and its surfaces are separated by 50 cm or more.

2.2. Calcination section: U_3O_8 powder fabrication

The ADU cake obtained in the precipitation sector must be calcined, in an oxidant atmosphere, in order to obtain the U_3O_8 uranium oxide powder used for the fabrication of the MTR fuel element. In this sector dusty materials are handled, hence the operations are carried out in into three interconnected glove boxes, which are under depression, and the air extracted flows through HEPA filters. The ADU cake is loaded in alumina (Al_2O_3) open vessels, put into an electrical furnace, and heated in air up to 800^{o}C.

During calcination NH_4F is released as well, so the internal surface of the furnace must be lined with a protective coat, typically inconel or similar alloys. In addition, the released gases must be scrubbed in a water spray column. U_3O_8 produced during calcination is a low density agglomerate. This agglomerate is then milled, and so bigger particles are broken, and smaller particles are agglomerated, in order to homogenise the sizes of calcined particles. Afterwards it is sieved in order to separate the smaller particles. In order to obtain the high density U_3O_8 powder required for fuel fabrication, the material is calcinated again, but this time the temperature is 1400^{o}C. Subsequently the material is treated in a mortar, and sieved in order to separate the smaller particles. Afterwards, the powder is repeatedly milled and sieved up to obtain the required grain size distribution according to process specifications (typically particle size less than 90 μm). The final powder produced in the calcination section is stored in the facility´s main storage. The storage unit is a polyethylene recipient, diameter 10 cm (lesser than the safe diameter for metal/water homogeneous mixtures) and height 10 cm, where 2400 g of total uranium (one batch) are stored. The separation between units surfaces will be 50 cm or more.

2.3. Fuel preplate manufacturing section

In this section, the fuel core compact is manufactured starting from a mixture of U_3O_8 and aluminium powders. Subsequently aluminium frame and covers are added, and the resulting fuel preplate is assembled and welded. In this sector dusty materials are handled, thus the operations are made within three interconnected glove boxes. These glove boxes are under depression, and the air extracted flows through HEPA filters. The total mass of the fuel core compact is 182 g, with following proposed dimensions and composition

dimension: 6.7×6.07×0.89 cm^3 composition: 70% U_3O_8 + 30% Al

mass: 21.6 g of ^{235}U → 108 g of total uranium→ 127.4 g of U_3O_8, and 54.6 g Al

In the first stage the U_3O_8 powder, contained in the storage unit (containing one batch or 2400 g of total uranium) is transferred from main storage and entered in glove box 1. Afterwards the corresponding quantity of aluminium powder is also transferred. Within box 1 both powders are weighed and mixed, and the obtained powder is dosed and dropped into 20 appropriate independent vessels (right cylinders of 100 cm^3 in volume each), previously arranged in a metal frame. The frame with the 20 vessels is transferred from glove box 1 to glove box 2 where, one at the time, the vessel contents are dropped into an appropriate matrix, and the powder is pressed at a suitable pressure by means of a hydraulic press. The compacted core is then positioned in a suitable grid and the empty vessel is returned to its frame. Once that all the cores were compacted, the frame with the empty vessels is transferred back to box 1. The grid with the compacted cores is transferred to glove box 3, and later the aluminium frame and covers are entered. Afterwards all the elements are assembled together in order to shape the preplate. Finally the assembled preplate is taken out of glove boxes. Once out of glove boxes the assembled preplate, one at the time, are welded and then positioned in a frame carrier. When the twenty preplates that made the batch are positioned in the frame carrier, this frame is transferred to the fuel plate manufacturing section or to the interim storage.

2.4. Fuel plate manufacturing section

In this section, the fuel plate element is obtained from the preplate produced in the previous section. Taking into account the usual fuel elements utilised at MTR reactors, the following generic dimensions are proposed for the plate that will make up the produced fuel elements in the typical fabrication plant: fuel meat $70\times6.43\times0.08$ cm^3, and external fuel plate $76\times7.43\times0.18$ cm^3. Each fuel plate will consist of one fuel meat framed with some aluminium elements. The finished fuel element will consist of an assembly of 20 plates. The preplate is first rolled in order to produce the metallurgical bonding of its components. Two operations are carried out: hot rolling and cold rolling. In the hot rolling the preplates are loaded into a furnace, heated up to a predetermined temperature and then, one at the time, rolled. The cold rolling is repeated many times up to obtaining the final process-specified plate thickness. The rolled plates, one at the time, are subjected to quality control, x-rays inspection, trimming and straightening, in order to obtain the final specified dimensions. Afterwards they are transferred to the interim storage before to be subjected to the surface treatment. The plates that makes up the batch (twenty in total) are positioned in an adequate frame carrier.

2.5. Surface treatment section

In this sector the fuel plates are subjected to several chemical treatments in order to accomplish its final cleaning before the fuel element assembling. Two types of chemical reactions are used: acid and alkaline. First the plates are immersed in a sodium hydroxide (NaOH) solution and washed with water. Afterwards the plates are immersed in a nitric acid (NO_3H) solution and washed with water once again. Later the plates are positioned in an adequate frame carrier and transferred back to the interim storage.

2.6. Fuel element assembly section

Here the fuel elements components are assembled in order to make up the MTR fuel element. This fuel element consist of twenty fuel plates, framed by means of a certain number of structural metallic elements. The finished fuel element is subject to quality control, and transferred to the main storage.

3. BASIS FOR THE NUCLEAR CRITICALITY EVALUATION OF THE TYPICAL PLANT

As stated previously, nuclear criticality safety must be assured in normal operations, anticipated operational occurrences and during and after design basis accidents. As shown in the previous section, the process and equipment have been designed in order to meet the limiting values given by Reference [2]. Basically, the plant has been designed using mass, geometry, volume, and concentration control, and/or combinations of them. Mass and geometry controls are of capital importance, so they were used as far as possible. When dealing with solutions sometimes this is no possible, and hence concentration must be controlled by engineered and/or administrative measures. Now the basis for the criticality evaluation of the plant is presented. By design sections will be separated by at least 50 cm, so that they may be assumed to be neutronically isolated from each other [1]. For normal operation and for anticipated operational occurrence, two reflection conditions are possible to be assumed: minimal reflection, i.e. the only neutron reflector is the container itself and/or the stainless steel piping; and nominal reflection, i.e. 25 mm of water reflection which compensate the water in a cooling jacket that normally surrounds the equipments. As usual anticipated operational occurrence double batch may be assumed. The more usual design basis accident is a total flooding of the facility. In this case the nuclear material and water, under optimal moderation, are supposed to be reflected by an effectively infinite thickness of water.

During normal operation 2400 g of total uranium enter to the hydrolysis tank to react with 47 litres of demineralised water, resulting in a solution with 51 g/l in uranium concentration. The density for this aqueous solution of uranyl fluoride was calculated according to published experimental fitting [3], and resulted to be 1.059 g/cm^3 with a corresponding solution volume of 47.7 litres. As a usual anticipated operational occurrence double batch is assumed, that is to say it is supposed that 4800 g of total uranium enters at hydrolysis tank, to react with same quantity of water. In this case a solution with 102 g/l of total uranium is obtained, with a density of 1.116 g/cm^3 and a resulting volume of 48.5 litres.

After completion of hydrolysis, the produced solution is transferred to the precipitation tank. There an ammonia solution is added to the transferred one, and ADU is produced. The quantity of ammonia depends on the specific process carried out in each plant, so that in order to be general and for the sake of conservatism optimal moderation has to be considered. As a usual anticipated operational occurrence double batch is assumed again, as in the case of hydrolyses. As stated before ADU crystals are kept in suspension by means of recirculation, in order to prevent falling of the solids to the bottom of the tank. A failure in recirculation would produce an early ADU precipitation, so that it has been assumed as another feasible anticipated operational occurrence. In order to be conservative a sphere has been supposed for the shape of precipitated ADU, with a variable radius proportional to the precipitated mass. For this kind of solution there is no experimental formulae for predicting density, so in all cases density has been calculated by assuming no interaction among the different chemical substances present at solution. Concerning separation, the same considerations taken into account for precipitation applies. Non-fissile elements, mainly nitrogen, dissolved in solutions involved in the process are neutron absorbers and hence in order to be conservative they are not considered in the criticality calculations, and are replaced by water instead.

For the sake of conservatism, the nuclear material is supposed to take a spherical shape for nuclear criticality evaluation of the operations carried out within calcination section. In this section, nuclear material is present as ADU, or U_3O_8 according to the case. During normal operation 2400 g of total uranium (a batch), equivalent to 3148.80 g of ADU or to 2831.52 g of U_3O_8, are processed. The radius of the sphere results to be 5.32 cm for ADU (assuming 5 g/cm^3 for the bulk density) and 5.52 cm for U_3O_8 (assuming 4 g/cm^3 for the bulk density). During calcination itself, the ADU is loaded in the furnace and heated up to 800^{o}C or up to 1400^{o}C according to the case, but in order to be conservative ambient temperature is assumed for this

operation. As stated before, as usual anticipated operational occurrence double batch is assumed. Concerning design basis accident, a total flooding of the facility is supposed. In this case, a sphere containing ADU powder, or U_3O_8 powder according to the case, homogeneously mixed with water under optimal moderation condition, is supposed to be reflected by an effectively infinite thickness of water. In practice, at least 30 cm of water may be assumed as effectively infinite thickness.

In the fuel preplate manufacturing section, U_3O_8 and aluminium powders are mixed, homogenised and pressed to produce the core compact which will turn into the fuel meat. For this purpose, the initial 2400 g of total uranium are apportioned among 20 independent vessels. These vessels are usually cylinders placed in suitable fixed grids, but for the criticality evaluation they may be supposed to be spheres arranged in such a way that optimal moderation is achieved. In this way subcriticality is assured for normal operation followed by total flooding of the facility. Then the preplates are welded and assembled. In this case, preplates are supposed to be arranged in a grid with separation determined by the assumption of optimal moderation. Two usual anticipated operational occurrences may be assumed as double batch: 20 cores with double load of uranium each, or 40 cores with normal load of uranium each. This applies to core compacts fabrication as well as to cores during preplate assembling. As usual total flood is assumed for design basis accident.

During hot rolling ambient temperature is assumed for the sake of conservatism. Several grids are used for locating the plates: one for the furnace, other for the storage, and another for intermediate operations. For the evaluation, in every case plates are supposed to be arranged in the same grid, with separation determined by the assumption of optimal moderation. As in the previous section, two usual anticipated operational occurrences may be assumed as double batch: 20 plates containing cores with double load of uranium each, or 40 plates containing cores with normal load of uranium each. As usual total flood is assumed for design basis accident.

During chemical treatment the plates are immersed in several pans with different chemicals, in order to accomplish the final cleaning of their surfaces. The same considerations assumed at the previous section are adopted for the nuclear criticality evaluation. Finally in the fuel element assembly section the final fuel element is mounted by assembling the 20 plates with the rest of the structural parts. Fuel elements are assembled one by one, but as an anticipated operational occurrence the presence of another fuel may be supposed. In addition, separation distance between plates and between fuel elements may calculated by assuming optimal moderation. As usual total flood is assumed for design basis accident.

4. ANALYSIS OF POSSIBLE CRITICALITY ACCIDENTS IN THE TYPICAL PLANT

As stated previously, nuclear facilities can be categorised in facilities where a criticality accident may be not credible, and facilities where a criticality accident may be credible. For facilities in the second group, ISO 7753 states that a criticality accident alarm system (CAAS) is not required in areas where the maximum foreseeable accidental dose in free air will not exceed 0.12 Gy [2]. In the typical facility presented in this work solutions containing compounds with uranium enriched up to 20% in weight of ^{235}U are handled. In this plant, all operations are designed to take place by a batch system and they follow international guides which are based on well stated subcritical limits [1]. In spite of these, lessons learned from process criticality accidents occurred in the past [4] show that errors in management, operations, communications, procedures, fissile material accountability and accumulation, and operator knowledge, in addition to equipment malfunction, unanticipated movement of solutions, and a few others, may lead to criticality accidents.

As a first step, it is necessary to assess the consequences of all the credible criticality accidents which could take place in the plant on the basis of the facility design (design basis accidents). Subsequently, it is possible to prepare the emergency response plan for the facility. For this

assessment it is essential to estimate the number of fissions (also commonly named "fission yield") for the postulated criticality accidents. It must be taken into account that this estimated number of fissions has an upper limit of $2\ 10^{19}$ for events outside reactor cores [2]. In case of solutions, this estimation may be done by using a simplified method based on the "heat energy formula" [5],[6]. This formula assume that the number of fissions corresponds to the addition of the energy required to bring the solution to the boiling state and, if solution starts to boil, the energy required to evaporate a given quantity of mass [5] so that solution become subcritical again. For each postulated accident, the initial conditions giving rise to criticality must be determined. In addition, in order to estimate the mass of solution evaporated, the critical height must calculated. In this work these calculations were made by means of MCNP6.1 Monte Carlo code [7], using ENDF/B-VII.1 nuclear data library [8]. In all cases, for the sake of conservatism, 180 MeV were considered to be delivered during ^{235}U thermal fission.

Analysing the operations carried out in the typical plant, it was concluded that a criticality accident is credible in hydrolysis and precipitation tanks. As plausible contingency previous to criticality accident in the hydrolyser, it was supposed that all the UF_6 contained in the 5A cylinder was transferred to it. In addition, it was assumed that in the next step the tank was filled with water. In this way the hydrolyser resulted to be occupied with 16.85 kg of total uranium, contained at 54.8 litres (i.e. the total volume of hydrolysis tank) of solution with a corresponding concentration of 307.33 g/l of total uranium. As consequence of the hypothesised criticality excursion this solution was supposed to boil with subsequent evaporation of water, until that the solution became subcritical again. The final fission yield calculated in this case was $1.8260\ 10^{18}$. On the other hand, for the hypothesised accident in the precipitator it was assumed that, as in the case of hydrolysis, it was occupied with 16.85 kg of total uranium. In this case, the final outcome was 70.4 litres of solution (i.e. the total volume of precipitation tank) with a corresponding concentration of 239.5 g/l of total uranium, in addition to 2481.18 g of ammonia. After criticality excursion solution was supposed to boil, with subsequent evaporation of both water and ammonia, until subcriticality of solution. The final fission yield calculated for this supposed accident resulted to be $4.0735\ 10^{18}$.

The fission yields obtained for the assumed accidents are used to assess the corresponding dose mapping of the facility. For the given accidents, two scenarios are possible. On the one hand only one accident may be supposed to happen. In this case, the accident that produce the worst doses may be assumed to occur alone. On the other hand, both accidents may be supposed to occur at the same time. To be conservative the second alternative will be adopted, and the corresponding dose mapping will be calculated.

5. ANALYSIS OF POSSIBLE DOSES IN THE TYPICAL PLANT DURING A CRITICALITY ACCIDENT

In the previous section the credible criticality accidents, which could take place in the plant, were identified on the basis of the facility design, and the fission yields arising from these accidents were estimated. The next step, previous to criticality accident consequences assessment, is the estimation of doses produced by the radiation generated during the assumed criticality accidents. The assumed accidents take place in moderated media, and the only fission nuclide present is ^{235}U. In consequence, the radiation spectra for neutrons and photons arising from thermal fission of ^{235}U is needed in order to estimate the doses received by workers. The resulting prompt spectra for ^{235}U thermal fission, for both neutrons and photons, were calculated by using MCNP6.1 [7] adopting cross section from ENDF/B-VII.1 nuclear data library [8]. As a result, it was obtained that 2.4188 neutrons and 7.1714 photons are produced per fission, with spectra shown at Figure 2.

As stated before, according to ISO 7753 a criticality accident alarm system (CAAS) is not required in areas where the maximum foreseeable accidental dose in free air will not exceed 0.12 Gy [2]. Therefore these areas must be located under the assumption that a criticality

accident would occur in the facility. In the previous sections two different accidents were considered as feasible: one occurring in the hydroliser, and another one occurring in the precipitator. These accidents will be assumed to occur at the same time in order to maximise the doses delivered during a hypothesized criticality accident. The primary radiation source will be assumed to be that calculated previously.

The whole facility was simulated by using MCNP 6.1 [7]. A criticality accident was supposed to occur as described in the previous paragraph and the corresponding dose mapping was made. The composition for the structural materials throughout the facility were taken from reference [9], and the cross sections used were taken from ENDF/B-VII.1 nuclear data library [8]. The floor, roof and walls were assumed to be made of concrete with composition given by NIST [9]. The doors that interconnect the different sections of the facility were taken to composed of an internal layer of borated polyethylene (4.7 weight per cent of boron) and an external layer of lead. The floor and roof thickness were assumed to have a typical value of 10 cm. On the other hand, the dose evaluation was used for obtaining adequate dimensions for walls and doors. To this aim, several thickness values were tried in an iterative way, and the resulting dose mappings were analysed. The final wall thickness adopted was 60 cm. Concerning the doors, they were taken to have 9.5 cm of borated polyethylene and 5 mm of lead. The dose mapping for the finally adopted facility dimensions is shown in Figure 3.

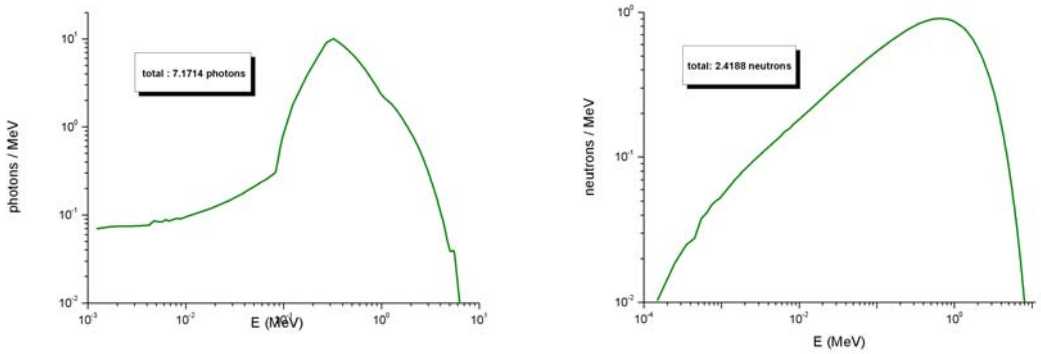


Figure 2: Calculated spectra for photons (left) and neutrons (right) arising from ^{235}U thermal fission.

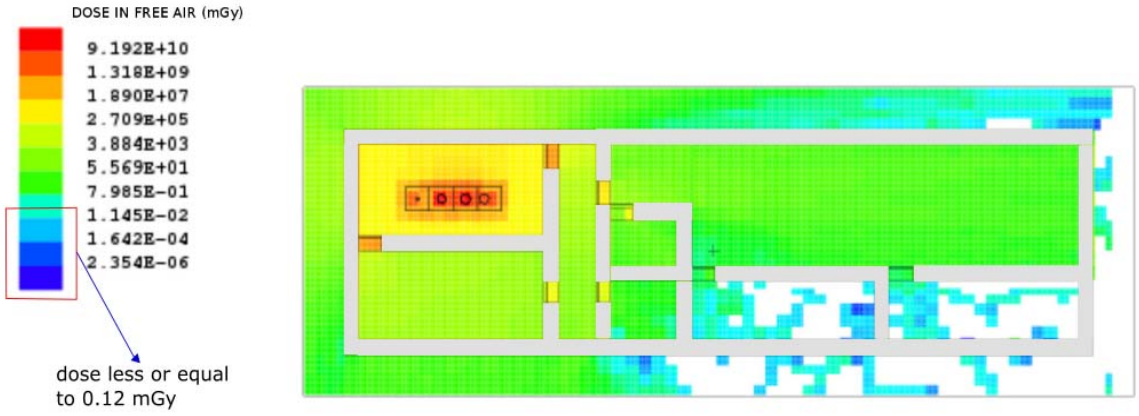


Figure 3: Distribution of dose in free air throughout the facility.

An analysis of the dose mapping shows that the dose in free air falls below 0.12 Gy only in the blue and white zones of Figure 3. So, according to ISO 7753, a criticality accident alarm system

(CAAS) is not required in that zones, but the rest of the facility must be covered with a CAAS. Criticality alarm system shall be designed to detect promptly the minimum accident of concern. For this purpose, in typical unshielded process areas, the minimum accident of concern may be assumed to deliver an absorbed neutron and gamma dose in free air of 0,2 Gy at a distance of 2 m from the reacting material within 60 s [2]. The number and locations of alarms will be defined taking into account specific facility layout, particular associated processes, alarm technical specifications and suitability of feasible locations. The present layout and processes are intended to be generic, so this item is beyond the scope of this work, but the presented methodology may be applied to any specific facility for deciding the alarms locations. In addition, the obtained mapping may be used as an aid for stating the evacuation zone boundary and the evacuation routes, and to design the emergency plan.

6. CONCLUSIONS

The bases for the design, and nuclear criticality evaluation, of a typical facility for the manufacturing of fuel elements for material testing reactor (MTR) were given. In addition, the feasible design basis accidents were identified by analysing the defined representative process. Then the criticality of the accidents were analysed, and the total number of fissions for these accidents were estimated. Moreover, the primary radiation source for these accidents was estimated also.

The whole facility was simulated by using MCNP6.1 Monte Carlo code, with the estimated primary radiation source placed at assumed accidents locations. Subsequently a dose mapping, covering the entire facility, was made under the assumption of the postulated criticality accidents occurrence. The obtained dose mapping was used to define the composition and dimensions of walls and doors throughout the facility.

In addition it was shown that, following ISO 7753 International Standard, the presented methodology may be applied in any specific facility for determining the zones to be covered by CAAS, and as an aid for deciding the more adequate locations for the alarms. Moreover, this methodology may be used as an aid for stating the evacuation zone boundary and the evacuation routes, and to design the emergency plan.

REFERENCES

1. Commissariat a l'Énergie Atomique, *Rapport R 311 4: GUIDE DE CRITICITÉ.*
2. International Organisation for Standardization, *ISO 7753: Nuclear Energy – Performance and Testing Requirements for Critical Detection and Alarm Systems,* First Edition 1987-08-01.
3. J.S. Johnson and K.A. Kraus, "Density and Refractive Index of Uranyl Fluoride Solutions", *J.Am.Chem.Soc.*, **75**, 4594 (1953).
4. Los Álamos national Laboratory, "LA-13638: A Review of Criticality Accidents 2000 Revision".
5. M. DULUC, "New improvement in simplified methods of estimating the number of fissions during a criticality accident in solution," *Proc. Topl. Mtg. Nuclear Criticality Safety Division (NCSD 2009)*, Richland, Washington, USA, September 13-17, (2009).
6. International Organisation for Standardization, *ISO/FDIS 16117:2013(E) Nuclear criticality safety — Estimation of the number of fissions of a postulated criticality accident*, (2013).
7. T. Goorley et ál., "Initial MCNP 6 Release Overview", LA-UR-11-07082, Los Álamos National Laboratory.

8. M.B. Chadwick et ál., “ENDF/B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data,” LA-UR 11-05121, Los Álamos National Laboratory.
9. R.J. McConn Jr et ál., “PIET-43741-TM963 PNNL-15870 Rev. 1 Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling,” March 4, 2011.

Verificación del control de las descargas de efluentes radiactivos al ambiente

Alvarez, D.E.; Czerniczyniec, M.A.; Amado, V.A.;
Curti, A.R. y Lee Gonzáles, H.M.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 de abril de 2015

VERIFICACIÓN DEL CONTROL DE LAS DESCARGAS DE EFLUENTES RADIACTIVOS AL AMBIENTE

Alvarez, D.E.[1]; Czerniczyniec, M.A.; Amado, V.A.; Curti, A.R. y Lee Gonzáles, H.M.

Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina

RESUMEN

La Ley Nacional de Actividad Nuclear N° 24.804 establece que la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) tendrá a su cargo la función de regulación y fiscalización de la actividad nuclear, de otorgar, suspender y revocar licencias, permisos o autorizaciones y de dictar las normas regulatorias referidas a seguridad radiológica y nuclear. Atendiendo a esto último la ARN ha emitido un conjunto de Normas que integran el Marco Regulatorio de la actividad nuclear. Este incluye las normas que determinan los criterios radiológicos para el control de la emisión de efluentes radiactivos los cuales se establecieron para la protección de los miembros del público. En el proceso de licenciamiento de una instalación la ARN determina los valores autorizados de descarga de efluentes gaseosos y líquidos con los que debe cumplir la instalación. Estos valores anuales se entienden como una restricción operativa (RO), y surgen a partir de la actividad de cada radionucleido relevante presente en la descarga. Para esto se toma como referencia el nivel de descarga optimizado, considerando un margen de flexibilidad apropiado que asegure la protección del público sin interferir con la operación de la instalación. En este trabajo se presentan los resultados de la revisión de los criterios mencionados y de la metodología de cálculo de las RO adoptada por la ARN.

1. INTRODUCCIÓN

La Ley Nacional de Actividad Nuclear N° 24.804 establece que la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) tendrá a su cargo la función de regulación y fiscalización de la actividad nuclear, de otorgar, suspender y revocar licencias, permisos o autorizaciones y de dictar las normas regulatorias referidas a seguridad radiológica y nuclear. Atendiendo a esto último, la ARN ha emitido un conjunto de Normas que integran el Marco Regulatorio de la actividad nuclear. Este marco regulatorio incluye las normas que establecen los criterios radiológicos para la emisión de efluentes radiactivos los cuales se establecieron para la protección de los miembros del público.

La ARN es responsable de verificar el cumplimiento del límite de dosis en la población. Para ello, estima la dosis recibida por la persona representativa (ex grupo crítico) asociada a todas y cada una de las Instalaciones Relevantes, a partir de las descargas informadas periódicamente por el Operador, en cumplimiento con lo establecido en la correspondiente Licencia de Operación de cada Instalación. Por este motivo, es de fundamental importancia evaluar en forma integral el sistema de control de descargas de las Instalaciones, a fin de validar los valores informados por el Operador, además de verificar el cumplimiento de los valores autorizados de descarga establecidos para cada instalación

[1] E-mail del Autor. dalvarez@arn.gob.ar

2. OBJETIVO

El objetivo de este trabajo es presentar la forma integral de verificación del sistema de control de descargas de las Instalaciones adoptada por la ARN, a fin de validar los valores informados por el Operador, fiscalizando el cumplimiento de los valores autorizados de descarga. Esto incluye la definición de los criterios y la metodología de cálculo de las restricciones operativas de descarga (RO) para una instalación nuclear y radiactiva en diseño y operación así como las personas representativas adoptadas en los diferentes casos.

3. DESARROLLO

Con la finalidad de llevar a cabo la verificación del control de las descargas de efluentes radioactivos de instalaciones nucleares o radioactivas, la Gerencia Apoyo Científico Técnico (GACT) de la ARN ha comenzado a implementar, en las centrales nucleares y reactores de investigación, un programa para la evaluación independiente de las descargas que comprende las siguientes actividades:

- El seguimiento de los valores de descarga informados periódicamente por el Operador y la comparación con los valores autorizados de descarga.
- La medición (in-situ y en laboratorios), de al menos los radionucleidos que tienen por Licencia valores autorizados de descarga, a partir de muestras de efluentes gaseosos y líquidos. Dichas muestras son tomadas periódicamente, por personal de la GACT, y los resultados se contrastan con los obtenidos independientemente por el Operador.
- La evaluación periódica de los procedimientos vigentes en las Instalaciones y del grado de cumplimiento (in-situ) de los mismos, relacionados con la operatoria de medición de descargas, incluyendo según el caso:

    - ✓ toma de muestras y frecuencia de muestreo
    - ✓ métodos de medición
    - ✓ calibración de equipos
    - ✓ extrapolación de la medición periódica al valor informado a la ARN
    - ✓ intercomparación de mediciones con instituciones externas
    - ✓ certificación de laboratorios
    - ✓ sistema de mantenimiento de registros

En el proceso de licenciamiento de una instalación, la ARN establece los valores anuales autorizados de descargas de las instalaciones nucleares y radiactivas para cada tipo de efluente radiactivo y cada radionucleido significativo. En el año 2014, se ha comenzado a establecer las RO, en este caso para la licencia de puesta en marcha de la Central Nuclear Atucha Unidad II. Las RO se calculan como la actividad anual liberada del radionucleido “i” que produciría una dada dosis en la persona representativa (PR) hipotética. En base a las RO definidas, se establecen fórmulas para el control de las descargas en la etapa de operación.

3.1 Determinación de las restricciones operativas

En la etapa de diseño de una instalación nuclear o radiactiva la Entidad Responsable propone, a satisfacción de la ARN, las descargas optimizadas previstas de cada uno de los radioisótopos significativos presentes en los efluentes gaseosos y líquidos. Estas descargas son utilizadas como término fuente para establecer los valores de RO. Estos valores deberán reflejar los requisitos de una práctica bien diseñada y bien gestionada y prever un margen de flexibilidad y variabilidad operacional [1].

A partir de las descargas mencionadas, la ARN estima la dosis en la PR hipotética debido a todos los radionucleidos relevantes para las descargas gaseosas y líquidas [2, 3]. A fin de satisfacer los requisitos mencionados, los valores de las RO deberán ser próximos a las cantidades de descarga resultantes de los cálculos de optimización de la protección y dar un margen de flexibilidad operativa adecuada [1]. Por ello, las RO para cada radionucleido se derivan a partir de la dosis total estimada en la PR hipotética debido a las descargas gaseosas y líquidas, en forma independiente, multiplicada por un factor 3.

En el caso de instalaciones en operación, cuando sea necesario actualizar las RO correspondientes, se tomarán valores históricos representativos de las descargas registradas promediadas en los últimos cinco años.

Para el control de las descargas al ambiente en la etapa de operación, se deben cumplir las condiciones establecidas por las siguientes fórmulas de descarga:

$$\Sigma\, Ai/ROi \text{ líquidas} \leq N \qquad \text{para descargas diarias, trimestrales y anuales}$$

$$\Sigma\, Ai/ROi \text{ gaseosas} \leq N \qquad \text{para descargas diarias, trimestrales y anuales}$$

Donde A_i es la actividad del radionucleido ”i” descargada al ambiente, en los efluentes gaseosos o líquidos, en el período que corresponda y los valores de N son los siguientes:

Para descargas diarias:	N = 0,01
Para descargas trimestrales:	N = 0,3
Para descargas anuales	N= 1

Dado que las RO no son límites de descarga, existe la posibilidad de que, ante situaciones operativas atípicas, sea necesario superar dichas restricciones, pero sin que ello conlleve a alcanzar el límite de dosis para el público. En dicho caso el operador deberá solicitar a la ARN la autorización de la descarga correspondiente justificando la necesidad de su realización y demostrando que la dosis al público se mantendrá por debajo del límite establecido.

El criterio adoptado para realizar la selección de aquellos radionucleidos significativos para los que se establecen RO se basa en la evaluación de las siguientes condiciones [4]:

- Contribuir con más del 1% a la dosis anual en la PR hipotética correspondiente
- Contribuir con más del 5% a la dosis colectiva anual resultante
- Liberar más de 1 TBq por año
- Tener un período de semi-desintegración mayor a 10 años
- Indicar el funcionamiento o control de un proceso de la instalación
- Ser relevantes para gestionar la información para la opinión pública

Además, la ARN tiene la facultad de adicionar los radionucleidos que considere necesario.

3.2 Determinación de la persona representativa

PR para la determinación de las RO

Para el cálculo de las RO, tanto en la etapa de diseño de instalaciones como en la de operación, la ARN adopta una PR hipotética y los programas empleados para la estimación de dosis en ella debido a las descargas son los siguientes:

- PC CREAM 08 [5], para descargas gaseosas
- Dosis liquidas 2005 [6], para descargas líquidas

Para la PR hipotética, en el caso de ambos tipos de descargas, se considera la hipótesis conservativa de que la totalidad de los consumos de la dieta son de origen local.

De acuerdo a lo recomendado en el ICRP 101 y a fin de evitar un excesivo conservadurismo, la ARN ha definido a la PR hipotética para descargas gaseosas como infantes (niños de 1 año de edad) ubicados a 1 Km de la chimenea de la instalación (siempre que dicho punto no se encuentre dentro del predio) en la dirección predominante del viento.

A modo orientativo, en el caso de descargas líquidas, la PR hipotética definida por la ARN son adultos ubicados a 1 Km aguas abajo del punto de descarga. En realidad, se debe aclarar que en la evaluación de dosis debido a las descargas líquidas, el modelo empleado actualmente es el de dilución total, lo que implica que la distancia no es un parámetro relevante.

Los parámetros de consumos de la PR hipotética se encuentran detallados en la Tabla.

PR para evaluaciones retrospectivas de dosis en el público debido a las descargas

Para evaluaciones retrospectivas, la PR real es la identificada entre los pobladores que habitan en los alrededores del emplazamiento, como aquella que recibe la mayor dosis debido a las descargas. Para ello se tienen en cuenta sus hábitos y dietas en forma más realista, respecto del lugar de origen de los alimentos, que en el caso de la PR hipotética. Los valores de los parámetros de consumo se verificarán con la periodicidad adecuada. El cálculo de la dosis se realiza teniendo en cuenta las descargas gaseosas en forma conjunta con las descargas líquidas anuales registradas. Se toma el grupo etario adultos ya que así se trabaja sobre un “grupo de referencia” estable que facilita el análisis de tendencias.

Los parámetros de consumos de las PRs se encuentran detallados en la siguiente Tabla.

Factores de consumo, tasa de inhalación y parámetros relevantes para adultos e infantes, considerados en la estimación de dosis

Vías de exposición descargas gaseosas	**Adultos**	**Infantes**
Ingestión		
Vegetales de hoja (kg/a)	135	45
Frutas (kg/a)	135	45
Carne (kg/a)	75	20
Leche (L/a)	140	290
Tiempo durante el cual el material se deposita (a)	50	50
Inhalación (m3/a)	8400	1400
Irradiación externa		
Tiempo transcurrido en el sitio (h/a)	8760	8760
Tiempo transcurrido en el interior de la vivienda (h/a)	7183	7183
Atenuación debido a la vivienda para material depositado	0	0
Atenuación debido a la vivienda para inmersión en la pluma	0	0
Vías de exposición descargas líquidas		
Ingestión		
Pescado (kg/a)	65	5
Agua (L/a)	730	290
Irradiación externa debida a sedimentos de la orilla (h/a)	2000	1000

4. CONCLUSIONES

En este trabajo se presentó la forma integral de verificación del sistema de control de descargas de las Instalaciones adoptada por la ARN, incluyendo el criterio empleado para el cálculo de las restricciones operativas de descarga de los radionucleidos relevantes, el criterio asumido para la selección de estos últimos así como las personas representativas hipotéticas y reales adoptadas según el caso. Los criterios establecidos y las definiciones expuestas son fundamentales para el estudio de futuras evaluaciones de seguridad e impacto ambiental.

5. REFERENCIAS

[1] IAEA guía de Seguridad WS-G-2.3, “Control reglamentario de las descargas radiactivas al medio ambiente”, 2007
[2] ICRP 101: Assessing Dose of the Representative Person for the Purpose of Radiation Protection of the Public - 2006
[3] ICRP 103: The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection - 2007
[4] Environment Agency: “Developing guidance for setting limits on radioactive discharges to the environment from nuclear licensed sites”, 2005
[5] PC CREAM 08 “The methodology for assessing the radiological consequences of routine release of radionuclides to the environment”. Smith, J.C, Simmonds, J.R. HPA – RPD – 058. Health Protection Agency – 2009
[6] ARN – Dosis líquidas 2005 – Modelo para estimar dosis en el grupo crítico debido a descargas líquidas basado en IAEA Safety Reports Series 19 - 2005

Alvarez, D.E.; Czerniczyniec, M.A.; Amado, V.A.; Curti, A.R. y Lee Gonzáles, H.M.

Daniela E. Alvarez
dalvarez@arn.gob.ar

VERIFICACIÓN DEL CONTROL DE LAS DESCARGAS DE EFLUENTES RADIACTIVOS AL AMBIENTE

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – ARGENTINA

El objetivo de este trabajo es presentar la forma integral de verificación del sistema de control de descargas de las Instalaciones adoptada por la ARN, a fin de validar los valores informados por el Operador, fiscalizando el cumplimiento de los valores autorizados de descarga, incluyendo la definición de los criterios y la metodología de cálculo de las restricciones operativas de descarga (RO) para una instalación nuclear y radiactiva en diseño y operación, así como las personas representativas (PR) adoptadas en los diferentes casos.

PROGRAMA PARA EVALUACIÓN INDEPENDIENTE DE DESCARGAS

- Seguimiento de los valores de descarga informados periódicamente por el Operador y comparación con los valores autorizados de descarga.
- Medición (in-situ y en laboratorios), de al menos los radionucleidos que tienen por Licencia valores autorizados de descarga, a partir de muestras de efluentes gaseosos y líquidos. Resultados contrastados con los obtenidos independientemente por el Operador.
- Evaluación periódica de los procedimientos vigentes en las Instalaciones y del grado de cumplimiento (in-situ) de los mismos.

DETERMINACIÓN DE LAS RESTRICCIONES OPERATIVAS (RO)

En la etapa de diseño de una instalación nuclear o radiactiva la Entidad Responsable propone, a satisfacción de la ARN, las descargas optimizadas previstas de cada uno de los radioisótopos significativos presentes en las descargas. Éstas son utilizadas como término fuente para establecer los valores de RO. Los mismos deberán reflejar los requisitos de una práctica bien diseñada y bien gestionada y prever un margen de flexibilidad y variabilidad operacional.

DETERMINACIÓN DE LA PERSONA REPRESENTATIVA

Para la determinación de las RO (PR hipotética)

Hipótesis conservativa: totalidad de los consumos de la dieta de origen local, vivienda sin atenuación y 100% del tiempo en la locación.

Descargas gaseosas: niños de 1 año de edad ubicados a 1 km de la chimenea de la instalación en la dirección predominante del viento.

Descargas líquidas: adultos y como se emplea un modelo de dilución total, la ubicación es irrelevante.

Para evaluaciones retrospectivas de dosis en el público debido a las descargas (PR real)

Es la identificada entre los pobladores que habitan en los alrededores del emplazamiento, como aquella que recibe la mayor dosis debido a las descargas.

Hábitos y dietas más realistas, respecto del lugar de origen de los alimentos, que en el caso de la PR hipotética.

Se adopta adultos para trabajar con un "grupo de referencia" estable que facilite el análisis de tendencias.

A partir de dichas descargas, se estima la dosis en la PR hipotética debido a todos los radionucleidos relevantes para las descargas gaseosas y líquidas. Y los RO para cada radionucleido se derivan a partir de la dosis total estimada en la PR hipotética debido a las descargas gaseosas y líquidas, en forma independiente, multiplicada por un factor 3.

Condición de cumplimiento anual:

Σ Ai/ROi líquidas ≤ 1

Σ Ai/ROi gaseosas ≤ 1

Condiciones para la selección de radionucleidos significativos para los que se establecen RO

- Contribuir con más del 1% a la dosis anual en la PR
- Contribuir con más del 5% a la dosis colectiva anual
- Actividad > 1 TBq por año
- Período de semi-desintegración > 10 años
- Indicar el funcionamiento o control de un proceso de la instalación
- Ser relevantes para gestionar la información para la opinión pública
- Otros

CONCLUSIONES

Se presentó la forma integral de verificación del control de descargas de las Instalaciones adoptada por la ARN, incluyendo el criterio empleado para el cálculo de las restricciones operativas de descarga de los radionucleidos relevantes, el criterio asumido para la selección de estos últimos así como las personas representativas hipotéticas y reales adoptadas según el caso.

Implementación de un sistema de gestión de la calidad en un organismo regulador, beneficios y su evolución

D´Amico, B.; Caldart, F. y Furió Lanuza, S.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 de abril de 2015

IMPLEMENTACIÓN DE UN SISTEMA DE GESTIÓN DE LA CALIDAD EN UN ORGANISMO REGULADOR, BENEFICIOS Y SU EVOLUCIÓN

D´Amico, B.[1]; Caldart, F. y Furió Lanuza, S.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

En el año 2007 desde el Directorio de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) se inició el proyecto de la implementación de un Sistema de Gestión de la Calidad en toda la organización. El proceso comenzó con la utilización de la Norma ISO 9001:2000 la cual se modificó en 2008 y es la que actualmente está en vigencia (ISO 9001:2008). Junto con la implementación del Sistema se procedió a la certificación de aquellos procesos que fueron incorporando las herramientas de calidad a su trabajo diario. Es así como en 2008 los procesos de "Control de Material Radiactivo" y "Capacitación y Entrenamiento" fueron los primeros en certificar en la ARN. Hoy en día la ARN tiene en su haber 10 procesos certificados bajo la Norma ISO 9001:2008 y se continúa trabajando para poder incluir a toda la organización dentro de un Sistema de Gestión de la Calidad eficiente que permita establecer una estructura dinámica para el desarrollo de cada proceso. Dada la nueva revisión de la Norma Internacional que se encuentra en proceso, se comenzará a trabajar tanto en la identificación como el análisis de posibles riesgos que se derivan de cada actividad dentro de la ARN. Este desafío implicará la interacción y colaboración de todos los sectores.

Lo que se pretende describir en este trabajo es el proceso de implementación del Sistema de Gestión en la ARN como así también la evolución de aquellos procesos que se sometieron a la certificación ante un organismo externo, y los beneficios asociados.

1. INTRODUCCIÓN

1.1 Evolución histórica de la calidad

El concepto que actualmente se conoce como Calidad ha variado a lo largo del tiempo debido a cambios históricos y a la evolución del concepto del trabajo y su relación con los clientes.

Tal como expresa Juran[2] (1977) "Las necesidades humanas han existido desde el alba de la historia. Sin embargo, los medios para satisfacer esas necesidades han sufrido cambios amplios y continuos". Así, de una forma u otra, el hombre ha tomado siempre en consideración la calidad de lo que adquiere.

En un principio, el concepto de calidad se basaba en un aspecto productivo primándose la habilidad para alcanzar un producto determinado. Durante la revolución industrial se modificó la estructura de las industrias, incorporando tecnologías para poder aumentar la producción y cumplir con las demandas del mercado, generándose de este modo un fuerte aumento en el consumismo, surgiendo los estándares de calidad de producto como requisito preponderante.

[1] Email del Autor: Bdamico@arn.gob.ar

[2] Joseph Moses Juran fue un consultor de gestión del siglo 20 que es principalmente recordado como un experto de la calidad y la gestión de la calidad y la escritura de varios libros influyentes sobre esos temas.

A finales del siglo XIX se empieza a implantar en las industrias, la metodología de Frederick Taylor que consistía en dividir la planificación de la ejecución a fin de aumentar la producción. Esto trajo aparejado problemas de error humano que ponía en riesgo la calidad del producto a entregar. Es en ese momento donde se creó la figura del controlador o inspector de calidad el cual se encargaba de evitar desperdicios materiales y por consiguiente económicos.

En 1920 Walter Shewhart[3] desarrolla el Control Estadístico de Procesos (SPC) a través del cual era posible analizar las causas de variabilidad de un proceso y tomar medidas para mantener al mismo bajo condiciones controladas. Sin embargo, fue Deming[4] quien aplicó esta técnica con gran éxito en Japón a partir de 1950.

Luego de la segunda guerra mundial, Japón empieza a incluir el concepto de calidad en su metodología de producción hasta alcanzar los estándares de TQM por sus siglas en inglés (Total Quality Managment), *Gestión de la Calidad Total.*

El proceso evolutivo hacia la TQM marcó cuatro etapas importantes en el concepto de calidad. La primera de ellas denominada *"Aptitud según estándares"*, se basaba en producir y controlar de acuerdo a las especificaciones técnicas del fabricante sin considerar las necesidades particulares de los clientes. Para cumplir con este requisito era necesario hacer uso de inspecciones de calidad de producto que generaban enfrentamiento entre los trabajadores y el hecho de no considerar las necesidades del mercado posibilitaba que se fabriquen productos innecesarios o poco prácticos que terminaban en el fracaso.

Fue así como el concepto de calidad evolucionó hacia la "Aptitud según uso" que se basaba principalmente en fabricar aquello que el cliente le daría utilidad y no solo los estándares del productor. Las debilidades de esta concepción era que seguía manteniéndose el sistema de trabajadores-inspectores, estableciendo malas relaciones interpersonales y generando desperdicio de productos que no cumplían con los parámetros del cliente. Asimismo, existía la posibilidad de que el producto sea elaborado por otro productor fácilmente, con menores costos, peligrando la continuidad de los fabricantes iniciales.

En los años 70 comenzó a derrumbarse el concepto de calidad mediante inspecciones y a considerarse la fabricación de productos de calidad la primera vez. Es por lo cual aparece el concepto de *"Aptitud de costos"* que consideraba mantener la más alta calidad al menor costo posible, controlando la variabilidad de los procesos a través del control estadístico de procesos (SPC), mencionado anteriormente.

Si bien este último concepto parecía el de mayor rentabilidad y durabilidad en el mercado, era posible que otro productor creara la misma calidad con precios más bajos, ya sea contratando mano de obra más barata, usando otras tecnologías, etc. y es entonces cuando ocurre el cambio evolutivo, en la década del 80', hacia el concepto *"Aptitud para necesidades latentes"* cuya finalidad era satisfacer necesidades que aún no existían en los clientes y de ese modo mantener el mercado activo constantemente.

Las empresas que adquieren la modalidad (TQM) no pueden trabajar con uno solo de los conceptos mencionados, sino que es necesario que se integren las cuatro aptitudes a fin de cumplir los objetivos propuestos, manteniendo el enfoque en los clientes, contribuyendo a la participación total del personal y a la interacción con otros mercados en pos de la mejora continua.

[3] **Walter Andrew Shewhart** (pronunciado como "Shu-jart", 18 de marzo de 1891 - 11 de marzo de 1967) fue un físico,ingeniero y estadístico estadounidense, a veces conocido como el *padre del control estadístico de la calidad*.

[4] William Edwards Deming fue un estadístico estadounidense, profesor universitario, autor de textos, consultor y difusor del concepto de calidad total. Su nombre está asociado al desarrollo y crecimiento de Japón después de la Segunda Guerra Mundial.

Actualmente, la tendencia del concepto de calidad propone incluir dos aptitudes más, la cultura corporativa y el ajuste según el entorno social y global incluyendo la integración de los procesos fuera de la organización como es el caso de los clientes y sus necesidades latentes.

Las Normas ISO en su serie 9000 y sus equivalentes europeas EN-ISO 9000 y españolas UNE-EN-ISO 9000 establecen los requisitos que una organización debe cumplir para mantener un Sistema de Gestión de la Calidad implementado.

A continuación se muestran las diferentes actualizaciones de las Normas ISO 9000:

- 1987: Se publica la primera serie de normas ISO 9000 que aportó la base para el aseguramiento y control de la calidad basado en el cumplimiento de los requisitos del producto.
- 1994: Se publica la primera revisión de la norma, sin mayores cambios.
- 2000: La publicación de la Norma bajo la denominación ISO 9001:2000 aportó una serie de cambios significativos. Pasó de un enfoque en los requisitos del producto a un enfoque en los procesos. Asimismo, se introdujeron los ocho principios de la gestión de la calidad, la mejora continua, y se incrementó la compatibilidad con otras normas de sistemas de gestión (ISO 14001 y OHSAS 18001).
- 2008: Se publica la actualización de la norma ISO (ISO 9001:2008), que actualmente se encuentra vigente.
- 2015: Para este año se espera la publicación de la nueva norma ISO 9001:2015. Esta norma va a presentar cambios tan significativos y estructurales como los que se presentaron en la actualización realizada en el año 2000. Uno de los cambios más importantes tiene que ver con la incorporación como requisito de la gestión de riesgos.

1.2 Evolución de la Implementación del SGC en la ARN

El proceso de certificación en ARN comenzó el 20 de marzo de 2007 con la certificación del Sistema de Gestión de la Calidad IRAM-ISO 9001:2000 con el siguiente alcance:

"Desarrollo curricular, planificación y realización de los cursos de posgrado: protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación. Seguridad nuclear"; a este se le sumó el proceso "*Protección contra radiaciones ionizantes en el transporte de material radiactivo"*.

Una vez obtenida la primera certificación se continuó con el proceso de implementación del Sistema de Gestión de Calidad en el Organismo a fin de hacer más abarcativo su alcance y es así como a partir de 2010 se fueron incorporando nuevos procesos:

"Licenciamiento de personal de instalaciones radiactivas Clase I" (2010).

"Gestión de la documentación entrante y saliente de ARN", (2010).

"Intervención en emergencias radiológicas y nucleares" (2011).

"Elaboración y actualización de Normas Regulatorias" (2012).

Extensión del alcance de "*Licenciamiento de personal de instalaciones radiactivas Clase I" a "Licenciamiento de personal de instalaciones Clase I, Clase II y Clase III del ciclo de combustible nuclear"*.

Modificación del alcance de "*Protección contra radiaciones ionizantes en el transporte de material radiactivo"* a "Control del transporte de materiales radiactivos" (2013).

"Seguimiento de la documentación interna y externa del proceso de Apoyo Científico Técnico" (2013).

"*Protección física de materiales e instalaciones nucleares y seguridad física de fuentes selladas"* (2013).

"Operación y mantenimiento de las estaciones de detección de radionucleidos ARP01 y Gases Nobles ARX01 del sistema internacional de vigilancia (IMS) en el marco de los acuerdos vigentes (CTBTO). Gestión en la operación del laboratorio de radionucleidos ARL01 de acuerdos al sistema de calidad del CTBTO y en el marco del acuerdo vigente" (2013).

"Control de las salvaguardias Nacionales y de la Aplicación de las Salvaguardias Internacionales" (2014).

Durante el año 2015 se ha establecido como objetivo ampliar el alcance de certificación al proceso de Importación y Exportación de Materiales Radiactivos y al de Gestión de Compras de ARN.

Figura 1. Evolución del proceso de certificación

2. SISTEMA DE GESTIÓN DE CALIDAD

La ARN implementa su Sistema de Gestión de Calidad (SGC) para mejorar continuamente la eficacia y eficiencia de su accionar regulatorio, enfocado en aumentar la satisfacción de los grupos de interés[5], considerando que los requisitos ambientales, de salud, calidad, seguridad ocupacional y económicos se encuentran integrados a los requisitos de seguridad radiológica y nuclear.

El SGC de la ARN se encuentra sustentado en los *8 principios de la calidad.* Dicho concepto surge en la Norma ISO 9000 en su versión del año 2000, donde se introducen los ocho principios de la calidad de los que puede decirse que hacen parte de las mejores prácticas de organización empresarial actual. Como herramienta de organización los ocho principios se integran a otras formas simples de sistematización, o generación de rutinas, que permiten mejoras en la calidad del trabajo empresarial y personal (D'Aleman, 2010).

1. Enfoque al cliente

2. Liderazgo

[5] La ARN ha definido en su Manual de Calidad como grupos de interés a la sociedad en su conjunto entre los que se pueden mencionar grupos de interés externos (usuarios/regulados, trabajadores, Organismos Nacionales e Internacionales, público en general) e internos a todo el personal de la ARN.

3. Participación del personal
4. Enfoque basado por procesos: En la figura 1 se describe el modelo adoptado por la ARN.

Figura 2. Sistema de gestión de la calidad de la ARN basado en procesos

5. Enfoque basado en sistemas
6. Mejora continua
7. Toma de decisiones basado en hechos
8. Relación mutuamente beneficiosa con los proveedores

La **mejora continua** en el SGC se aplica en los procesos a través de la metodología "Planificar-Hacer-Verificar-Actuar (PHVA)" comúnmente conocido como Ciclo o círculo de Deming (Figura 2) aunque originalmente fue propuesto por Walter Shewhart en 1986 (Shewhart, 1986).

Figura 3. Ciclo de Shewhart

Hoy en día el ciclo PHVA es una de las herramientas de la calidad y de la mejora continua más difundidas.

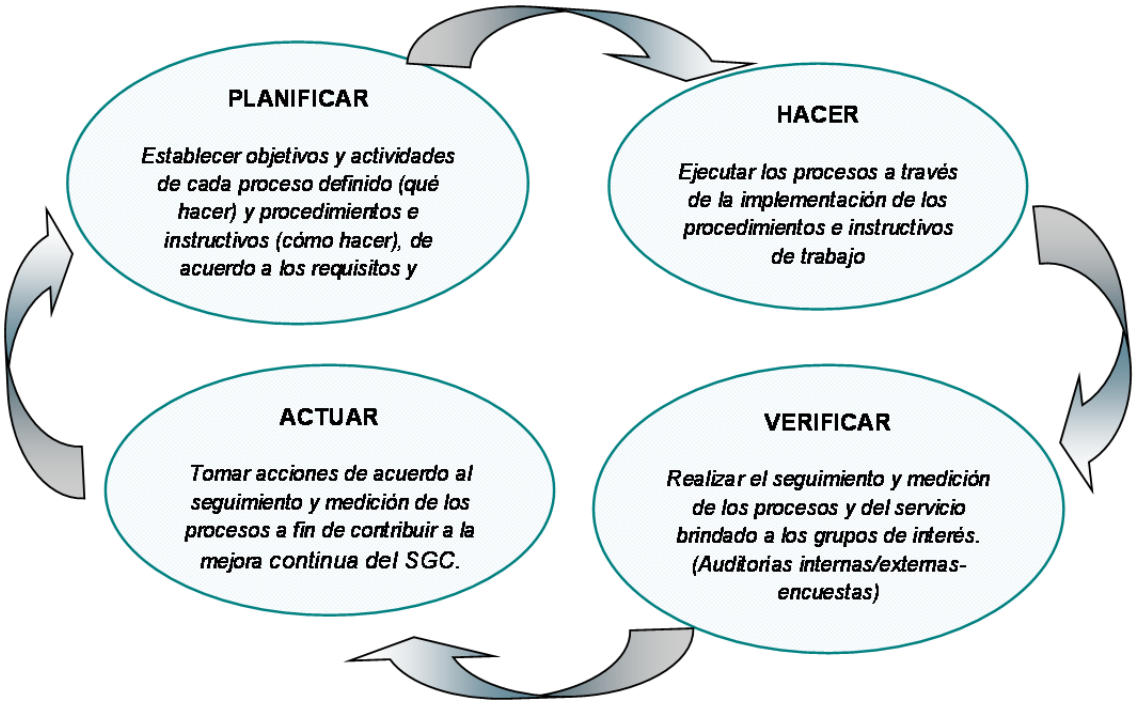


Figura 4. Mejora continua de la calidad – Círculo de Deming.

2.1 Política de Calidad de la ARN

La política de calidad es un elemento fundamental en un SGC y muestra el compromiso de la dirección en implementar dicho sistema. La ARN a través de su Directorio y en conjunto con la Unidad de Gestión de la Calidad ha elaborado lo siguiente:

> *" La ARN asume el compromiso de proteger a la sociedad en su conjunto y al medioambiente contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes desarrolladas en la República Argentina; asegurando que las actividades desarrolladas se realicen con fines exclusivamente pacíficos, en la actualidad y en el futuro; basándose en un sistema enfocado a crear la conciencia sobre el valor de la seguridad logrado a través de la mejora continua de la eficacia de su Sistema de Gestión de la Calidad, de la gestión de sus procesos y recursos, la excelencia de su plantel de la más alta capacitación y formación profesional y satisfaciendo los requisitos de los grupos de interés" .*

2.2 Objetivos de Calidad

Como parte de la Planificación del Sistema de Gestión de Calidad, la ARN define objetivos, los cuales son determinados anualmente por cada proceso y evaluados por el Directorio a fin de poder efectuar modificaciones, ya sea ampliando o disminuyendo las metas prefijadas por los sectores, incorporando nuevas estrategias, entre otros.

La intervención del Directorio en la definición de los objetivos de cada proceso ha sido una mejora que se ha implantado a fines de 2014 para poder establecer un criterio global en concordancia con las misiones institucionales.

Al definir los Objetivos se tiene en cuenta que se encuentren alineados con los objetivos institucionales y con la política de calidad de la ARN, así como que los mismos cumplan con las características de los Objetivos SMART *(*Doran, 1981*)* es decir que sean:

- S (SPECIFC) [6]; específico, lo más concreto posible.
- M (MESURABLE); medible, a través de indicadores que permita evaluar y verificar si se cumple con el objetivo o se presentan desviaciones.
- A (ACHIEVABLE); realizable, alcanzable.
- R (REALISTIC); realistas que estén al alcance de las posibilidades de ejecución.
- T (TIME-BOUND); acotados en el tiempo, se debe especificar un plazo de tiempo límite para ser cumplidos.

A modo de control y seguimiento, la Unidad de Gestión de Calidad de la ARN cuenta con un formulario en donde se indican las metas específicas definidas, los tiempos a alcanzar, los recursos y las actividades necesarias para poder llevar a cabo los objetivos propuestos.

Asimismo, anualmente durante el proceso de Revisión por la Dirección, se evalúa el grado de avance o cumplimiento de los objetivos planificados por parte de los responsables de los procesos correspondientes y en base a los resultados obtenidos se establecen los criterios para la planificación de los objetivos del año siguiente.

2.3 Revisión por la Dirección

Tal como define la Norma IRAM-ISO-9001:2008 en el apartado 5.5.2, el Directorio ha definido un Representante de la Dirección, el cual es el encargado de gestionar el proceso de revisión por la Dirección que se celebra como mínimo una vez al año.

Durante el proceso se efectúa una revisión general del SGC se evalúa el desempeño de los procesos, resultados de auditorías, retroalimentación de los grupos de interés, desempeño de los procesos, estado de las acciones correctivas y preventivas, oportunidades de mejora y todo cambio que podrían afectar el normal desarrollo del SGC.

Como resultado se obtienen directivas para continuar con la implementación del SGC y sobre los posibles candidatos a la certificación de acuerdo a necesidades específicas de la institución o de acuerdo al avance de los procesos durante el año en revisión.

3. ESTRUCTURA DOCUMENTAL DEL SISTEMA DE GESTIÓN DE CALIDAD

La estructura documental del SGC de la ARN está comprendida según lo descripto en la figura 5.

[6] N. del T. Specific: específico; Mesurable: medible; Achievable: alcanzable; Realistic: realista; Time-Bound: relacionado al tiempo.

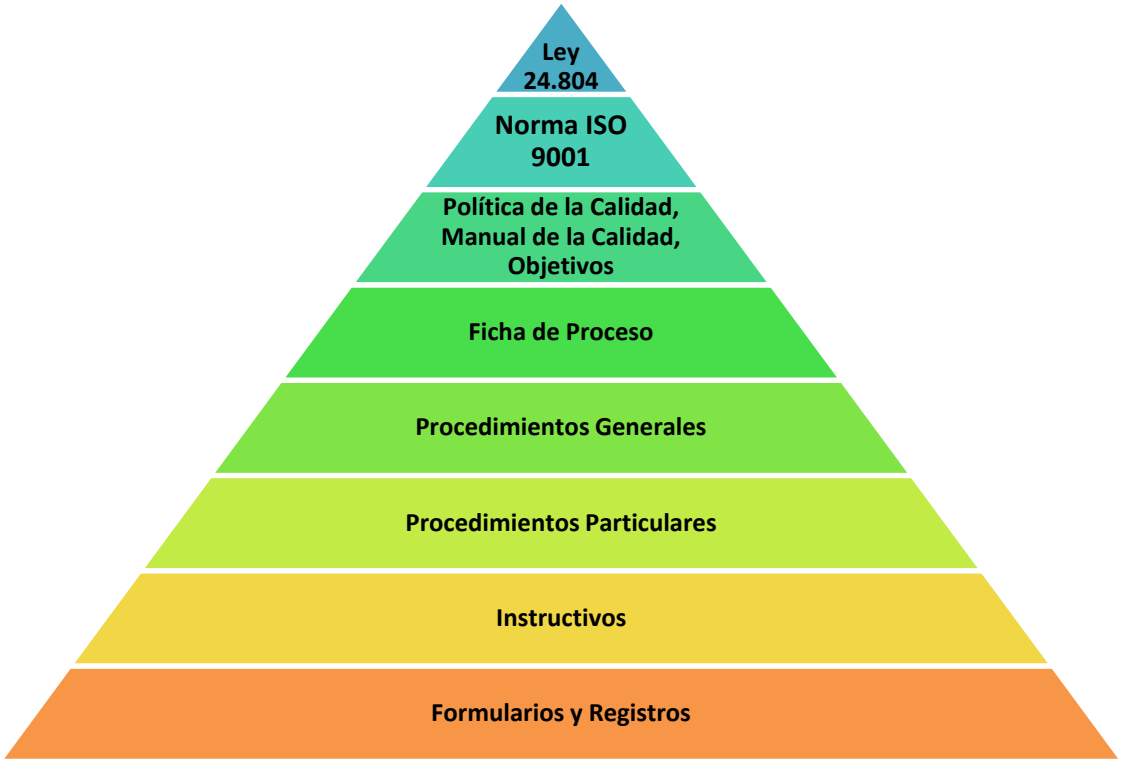


Figura 5. Estructura de la documentación del SGC de la ARN

Todos los documentos internos se encuentran disponibles y son controlados mediante la Web interna de la institución.

La ARN dispone de tres procedimientos documentados destinados al control de la documentación: “Control de Documentos”, “Control de Registros” y “Elaboración, actualización y publicación de documentos del sistema de gestión de la calidad”. En conjunto establecen los lineamientos para efectuar el control tanto de la documentación interna como externa, aseguran el control en la liberación de los mismos y la gestión de las versiones superadas u obsoletas.

4. DESARROLLO DE LOS PROCESOS

La ARN ha establecido la interacción de los Procesos definiendo su Mapa de Procesos (Figura 6):

Cada Proceso queda definido en la Ficha de Proceso en donde se establecen las entradas al mismo, actividades, controles, salidas e indicadores del mismo. Las responsabilidades se desprenden de los documentos asociados a cada proceso.

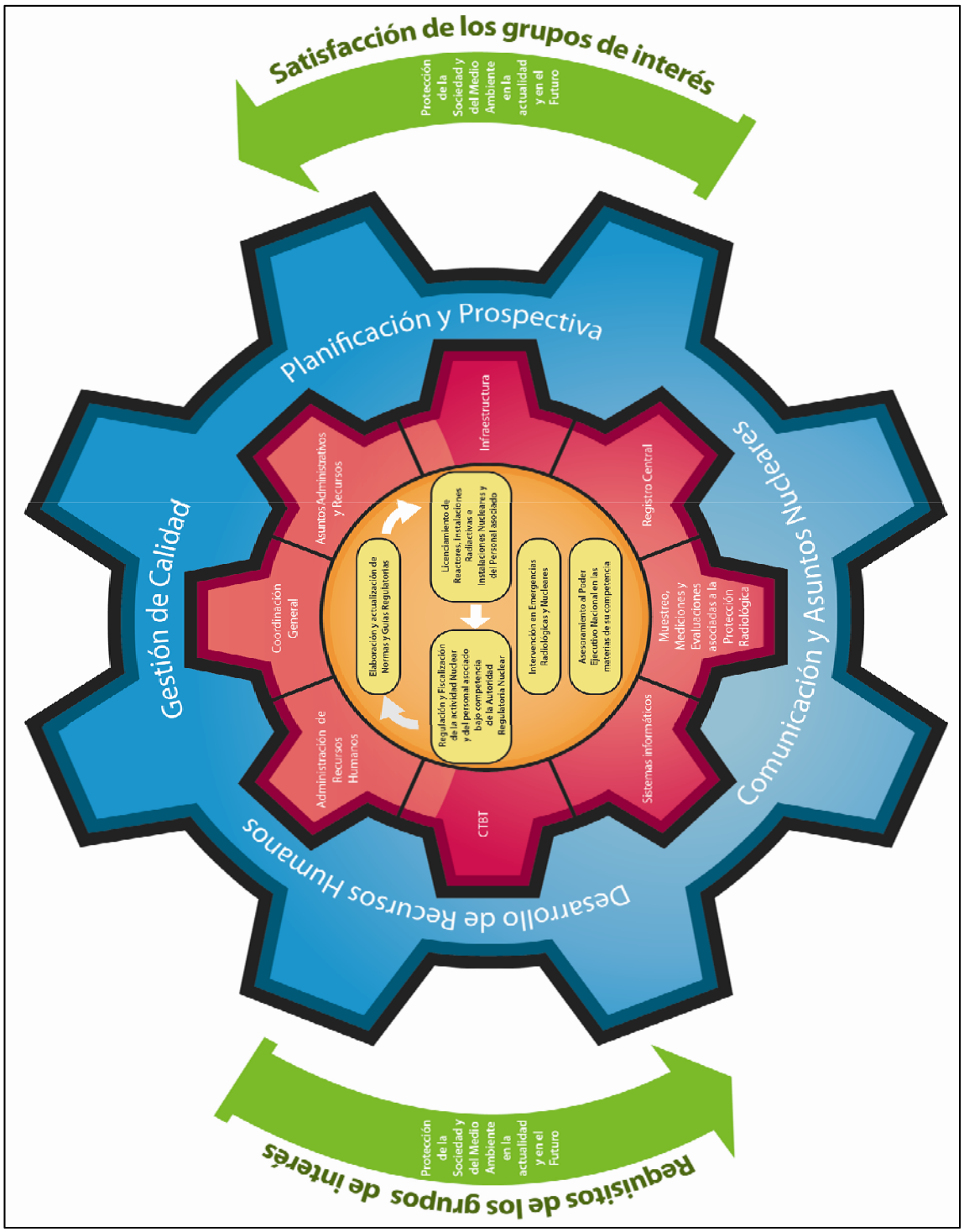


Figura 6. Mapa de Procesos de la ARN

5. MEDICIÓN, EVALUACIÓN Y MEJORA

5.1 Satisfacción de los grupos de interés

Actualmente, como método de medición de la satisfacción de los diferentes grupos de interés, la ARN cuenta con un análisis de encuestas en donde se evalúa la percepción de los usuarios/regulados acerca del servicio brindado. Esta retroalimentación es de gran aporte a la mejora continua del SGC ya que permite modificar falencias, detectar necesidades de los grupos de interés e incrementar el desempeño de la institución.

Los modelos de encuestas consisten tanto en preguntas cerradas, en donde se intenta obtener datos específicos, como en preguntas abiertas en donde se permite ampliar la opinión de los grupos de interés.

Actualmente, se envían encuestas de satisfacción en periodos determinados a los grupos de interés. Estadísticamente se observa que el número de encuestas recibidas es bajo en relación a las enviadas, (ver tabla 1) es por ésta razón que se decidió, a partir de 2015, elaborar una encuesta global en donde se incluyan preguntas de cada proceso y se envíe anualmente desde la institución.

Tabla 1:

Comparación entre encuestas enviadas por algunos sectores de ARN a los grupos de interés y encuestas respondidas recibidas.

Sector	Encuestas enviadas	Encuestas Recibidas	Porcentaje de Respuesta
Transporte de material radiactivo	44	14	31,8%
Licenciamiento de Personal de Instalaciones Clase I y Clase II y III del Ciclo de Combustible Nuclear	35	8	22,86%
Control de la Documentación entrante y saliente de la ARN	150	35	23,3%

Con la implementación de la encuesta global se intenta unificar la percepción de los grupos de interés acerca de la gestión de ARN, evitando la división de los procesos. Asimismo, las quejas o comentarios se podrán evaluar de modo institucional y esto permitirá tomar decisiones con mayor precisión para intentar solucionar inconvenientes o implementar mejoras.

En el caso de la percepción de los Grupos de Interés internos, los sectores de *"Control de la Documentación entrante y saliente de la ARN", "Normativa regulatoria", "Licenciamiento de Reactores Nucleares" entre otros* distribuyen encuestas internas para evaluar la gestión propia de cada sector. Asimismo, la Unidad de Gestión de Calidad evalúa su accionar en las auditorias internas a través de una encuesta digital y durante el año 2014 ha incorporado en el sistema interno de publicaciones de ARN, un buzón de sugerencias y comentarios para que cualquier sector pueda opinar acerca del servicio brindado. Dado que su publicación es reciente aún no se han recibido comentarios.

5.2 Auditoría Interna

Con el objetivo de verificar el estado general del SGC y el grado de cumplimiento de los procesos con los lineamentos establecidos se realizan auditorías internas de calidad. El Representante de la Dirección establece un Programa Anual de Auditoría, donde se planifican las auditorías a realizar durante el año. Cabe destacar, que tanto la elaboración del programa como la gestión de las auditorias, están enmarcados dentro de un procedimiento general G-GC-04 "Gestión de auditorías internas". La ejecución del programa está a cargo de la Unidad de

Gestión de la Calidad donde se selecciona a los auditores de acuerdo a su experiencia (horas de auditoría) y desempeño.

Los resultados de las auditorías brindan información objetiva para la adopción de acciones derivadas de la misma auditoría o través del Directorio de la ARN en cada Revisión por la Dirección.

En los inicios de la calidad el concepto de auditoría se basaba en analizar hechos objetivos, resaltando solamente aquellos aspectos que no cumplían con los estándares, sin considerar los aspectos positivos que pudiera contar la organización. En los años 80 comenzó un cambio de concepto, dado que a través de estudios psicológicos se obtenía que las personas reaccionaban de mejor forma a los estímulos positivos que a los negativos y esto permitía un mejor desarrollo de las actividades de auditoría (Arter, 2003).

La unidad de calidad en ARN mantiene un campo en el informe de auditoría en donde se reflejan las fortalezas detectadas de cada proceso y el avance en la implementación del Sistema de Gestión de Calidad. Asimismo, durante la auditoria se comentan y reflejan los aspectos positivos detectados y se remarcan finalmente en la reunión de cierre de la misma.

5.3 Seguimiento y medición de los procesos

Como parte del seguimiento y medición de la gestión de los procesos cada sector define y mantiene indicadores de desempeño, los cuales son evaluados en el informe de gestión de cada año que se entrega a la Unidad de Gestión de la Calidad para su consideración.

Actualmente, los procesos certificados presentan anualmente un informe de gestión el cual consiste en un reporte del desempeño de cada proceso en donde se describe el porcentaje de cumplimiento de las metas y objetivos propuestos, el estado de las acciones correctivas, preventivas y oportunidades de mejora, cambios o sucesos que hayan generado inconvenientes y pudiera alterar el normal desarrollo de las tareas, resultado de la retroalimentación de los grupos de interés y se definen objetivos para el año siguiente.

Como plan a futuro se intentará ampliar la participación de todos los procesos en lo que respecta a la elaboración del informe de gestión.

Los datos obtenidos del seguimiento de los procesos deben ser gestionados correctamente ya que de otra manera, no son más que números aislados sin sentido, es por eso necesario clasificarlos, estudiar sus causas, analizar la gravedad y analizarlos de acuerdo a su finalidad, logrando de este modo determinar por qué y la tendencia de una situación y no la obtención simplemente de una fotografía de la misma (D’Elia, 2007).

En aquellos casos en que no se alcanzan los resultados planificados, se efectúa la apertura de acciones correctivas y preventivas según corresponda a fin de poder mejorar el ejercicio de los procesos en pos de la mejora continua.

Los resultados de los indicadores son evaluados en la Revisión por la Dirección.

5.4 Acciones Correctivas, Preventivas y Oportunidades de Mejora

La ARN efectúa el seguimiento y registro del tratamiento de resultados no conformes con los procedimientos o requisitos incumplidos como así también desvíos potenciales y oportunidades de mejora. Estos pueden surgir de las auditorías internas de calidad, decisiones del Directorio en la Revisión por la Dirección y de resultados de encuestas e indicadores de calidad. Para ello la ARN cuenta con un procedimiento donde se describe la metodología a seguir en cada “Control de producto no conforme, acciones correctivas, preventivas y oportunidades de mejora”.

5.5 Mejora continua

A través de la política de calidad, los objetivos de Calidad, los resultados de las auditorías, el análisis de datos, las acciones correctivas y preventivas, las verificaciones de calidad, y las revisiones por la dirección, aplican con el fin de contribuir a la mejora continua de la eficacia del SGC de la ARN.

6. CONCLUSIONES

A través del proceso de implementación y certificación de la Norma ISO 9001:2008 en los diferentes procesos de ARN se ha podido obtener beneficios que permiten mejorar diariamente la eficiencia de la prestación de servicios que la Autoridad ha tomado el compromiso de llevar a cabo. Algunos de los cuales son:

- ✓ La retroalimentación de los grupos de interés a través de encuestas de satisfacción, lo cual ha permitido detectar debilidades o reconocer fortalezas de la gestión efectuada.
- ✓ El control y seguimiento de los procesos con el fin de evaluar la operatividad y ejecución de los mismos a través del cumplimiento de metas y objetivos predefinidos.
- ✓ La definición de responsabilidades y las competencias necesarias del personal ha permitido el desarrollo de las tareas con mayor claridad y eficacia mejorando el desempeño de los trabajadores.
- ✓ Enfoque basado por procesos.
- ✓ Mejora continua.
- ✓ Equipos de trabajo autónomos y con capacidad de resolución de problemas.

De esta forma se permite definir de manera sistemática las actividades necesarias para obtener el resultado deseado, se establecen responsabilidades claras, se identifica las interfaces de las actividades centrales de la Organización, y lo más importante, se permite tomar decisiones y emprender acciones basadas en el análisis de los hechos. Un desafío a futuro es poder evaluar los riesgos, las consecuencias y los impactos de las actividades sobre las partes interesadas para poder así tomar las medidas adecuadas y anticiparse a los hechos.

7. REFERENCIAS

Instituto Argentino de Normalización y Certificación. *Sistemas de gestión de la calidad – Requisitos*. ISO 9001:2008. 4º Edición. Ginebra: ISO, 2008.

Instituto Argentino de Normalización y Certificación. *Gestión para el éxito sostenido de una organización – Enfoque de gestión de la calidad*. ISO 9004:2009. 2° Edición. Ginebra: ISO, 2010.

Arter, D.R. *"Auditorías de la calidad para mejorar su comportamiento"*, Diaz de Santos, Madrid, España. (2003).

D'Elia, G.E. "*Como hacer indicadores de calidad y productividad en la empresa*". Alsina, Buenos Aires, Argentina (2007).

Doran, G. T. *"There's a S.M.A.R.T. Way to Write Management's Goals and Objectives"*, Management Review, Vol. 70, Issue 11, pp. 35-36. (1981).

Shewhart, W. A. "*Statistical method from the viewpoint of quality control*". Mineola, NY: Dover Publications, (1986).

Shiba, S., Graham, A., Walden, D. *"TQM: desarrollos avanzados; cuatro revoluciones en el pensamiento sobre dirección"*, TGP Hoshin - Madrid-España (1995).

"Buenas tareas.com: 8 Principios de la calidad" Http://www.buenastareas.com/ensayos/8-Principios-De-La-Calidad/417170.html. (2010).

Comparación dosimétrica preclínica de ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab con ensayos clínicos internacionales

Crudo, J.L.; Nevares, N.N.; López Bularte, A.C.;
Trotta, M.; Zapata, A.M.; Pérez, J.H.; Alfaro Agüero, P.;
Puerta Yepes, N.; Gossio, S. y Rojo, A.M.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 de abril de 2015

COMPARACIÓN DOSIMÉTRICA PRECLÍNICA DE ^{177}Lu-DTPA-SCN-RITUXIMAB CON ENSAYOS CLÍNICOS INTERNACIONALES

Crudo, J.L.[1]; Nevares, N.N.[1]; López Bularte, A.C.[1]; Trotta, M.[1]; Zapata, A.M.[1]; Pérez, J.H.[1]; Alfaro Agüero, P.[2]; Puerta Yepes, N.[3]; Gossio, S.[3] y Rojo, A.M.[3]

[1] Div. Radiofarmacia básica y aplicada. CNEA
[2] Instituto Balseiro, CNEA
[3] Laboratorio de Dosimetría Interna ARN

Argentina

RESUMEN

^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab y ^{177}Lu-DOTA-SCN-Rituximab se proponen como sustitutos del Zevalin®, anticuerpo monoclonal anti CD20 marcado con ^{90}Y para el tratamiento del linfoma no Hodgkin (LNH).

Con el kit de producción local de ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab se realizaron los estudios de biodistribución en ratones NIH que permitieron establecer los parámetros biocinéticos para completar la evaluación dosimétrica.

El cálculo de la dosis absorbida en los órganos de ratones NIH se realizó utilizando la metodología MIRD (Medical Internal Radiation Dose) y se aplicaron los coeficientes dosimétricos específicos para ^{177}Lu en ratones NIH. La extrapolación de los resultados a seres humanos se hizo por el método de escalación por tiempo. Se calcularon las dosis en los órganos humanos por unidad de actividad inyectada mediante el programa OLINDA.

En este trabajo, se presenta el análisis comparativo de los resultados dosimétricos del ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab, obtenidos en ratones NIH normales y extrapolados a seres humanos, con valores de bibliografía de estudios clínicos del ^{177}Lu-DOTA-SCN-Rituximab. Se comparan la máxima actividad tolerable (MAT) extrapolada a seres humanos para ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab con la MAT para ^{177}Lu-DOTA-SCN-Rituximab obtenida de bibliografía. Los cálculos de MAT del radiofármaco ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab usado en ensayos preclínicos han mostrado resultados similares a los del ^{177}Lu-DOTA-SCN-Rituximab empleados en pacientes.

El estudio dosimétrico comparativo permite concluir que el radiofármaco ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab es una alternativa promisoria al uso del Zevalin®.

1. INTRODUCCIÓN

Zevalin® es el primer radiofármaco terapéutico aprobado por la Food and Drug Administration (FDA) en el año 2002 para el tratamiento del linfoma no Hodgkin (LNH). Es un AcMo anti CD20 conjugado con un agente quelante bifuncional (BFCA) derivado del ácido dietilen triamino pentaacético (DTPA) marcado con el emisor beta puro de alta energía Ytrio-90 ($E_{\beta\text{-max}}$ = 2,27 MeV). Su esquema de administración exige que el paciente tenga un nivel mínimo de plaquetas, glóbulos rojos y glóbulos blancos y que la actividad administrada sea de 14,8 Bq/kg (0,4 mCi/kg) que para un adulto de 73,7 kg, representan 1090,8 Bq (29,5 mCi) de Zevalin®.

El desarrollo de radiofármacos terapéuticos contra el cáncer basados en AcMos marcados con radionucleidos emisores beta negativos (^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab y ^{177}Lu-DOTA-SCN-Rituximab entre otros) es actualmente uno de los campos en donde se están realizando gran cantidad de ensayos preclínicos.

La mayor parte de estos estudios emplean anticuerpos monoclonales (por ej. Rituximab) que ya han sido aprobados por la FDA para la terapia biológica del cáncer, conjugados con un BFCA y marcados con Lutecio-177 (de alta actividad específica) o Itrio-90.

Una parte de esos estudios preclínicos consiste en evaluaciones dosimétricas extrapoladas a seres humanos que permiten la estimación del órgano crítico y la máxima actividad tolerable (MAT) que se le podría administrar a un paciente en forma segura

La reciente publicación de un ensayo clínico de fase I/II con ^{177}Lu-DOTA-SCN-Rituximab [1] con resultados exitosos (todos los paciente tratados experimentaron un beneficio clínico), nos motivó a comparar esos valores de MAT obtenidos por cuantificación de la toxicidad hematológica en un esquema de actividad administrada, con los resultados de MAT extrapolados a seres humanos obtenidos a partir de estudios dosimétricos en ratones normales con ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab preparado en nuestro país [2].

2. OBJETIVO

El objetivo del presente trabajo es comparar los resultados previamente publicados de un ensayo dosimétrico preclínico del ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab obtenido en nuestro laboratorio, con resultados de MAT de ensayos clínicos internacionales publicados de otros anticuerpos monoclonales marcados con Lu-177 e Y-90.

3. MATERIALES Y METODOS

3.1. Marcación de anticuerpos monoclonales con Lu-177 de alta actividad específica

Brevemente, el anticuerpo monoclonal (anti CD20) Rituximab fue conjugado con para-isotiocianato-bencil-DTPA (p-SCN-bencil-DTPA). Fig. 1, en una relación molar 20:1 (quelante: AcMo).

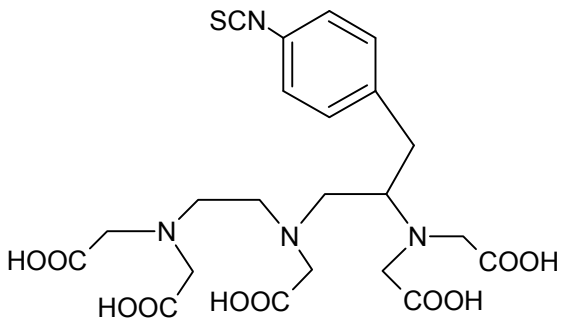


Figura 1. Estructura del p-SCN-Bz-DTPA

Posteriormente el anticuerpo conjugado fue purificado para separar el agente quelante en exceso. Finalmente el anticuerpo conjugado purificado fue marcado con Lu-177 ($E_{\beta\text{-max}}$ = 497 keV, E_{γ} = 208 keV, $T_{1/2}$ 6,71 d) de alta actividad específica producido localmente [3]. Debido al elevado rendimiento de marcación, fue innecesaria la etapa de purificación final.

Otros investigadores cuyos resultados de MAT se comparan, han conjugado el AcMo Rituximab con para-isotiocianato-bencil-1,4,7,10-tetraazaciclododecano-1,4,7,10-ácido tetraacético (p-SCN-bencil-DOTA) como BFCA (Fig.2) y han realizado la marcación con Lu-177 sin portador (non carried added, n.c.a).

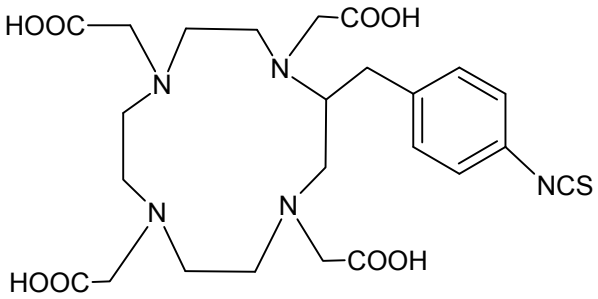


Figura 2. Estructura del p-SCN-Bz-DOTA

3.2. Determinación de la MAT en humanos a partir de los datos obtenidos por biodistribución y de las dosis en médula ósea por unidad de actividad inyectada de radiofármaco.

Los valores previamente publicados de MAT y dosis en órganos por unidad de actividad inyectada fueron obtenidos utilizando el algoritmo MIRD a partir de datos de biodistribución del radiofármaco en ratones normales.

La extrapolación de los resultados biocinéticos a seres humanos se llevó a cabo utilizando el método de escalación por tiempo [4]. A partir de esta estimación de los parámetros biocinéticos en humanos se calcularon las dosis en los órganos humanos por unidad de actividad inyectada mediante el programa OLINDA [5] para dos maniquíes de referencia: Hombre adulto normal (73,7 kg) y mujer adulta normal (56,9 kg).

4. RESULTADOS

4.1 Comparación de resultados provenientes de ensayos preclínicos con ensayos clínicos internacionales

Se calculó la MAT para humanos en base a los maniquíes de referencia a partir del dato de la dosis umbral de radiotoxicidad de cada órgano. Como resultado se obtuvo que el órgano crítico es la médula ósea ya que presenta el valor más restrictivo. De esta manera la MAT hallada para el hombre de referencia fue de 52 MBq/kg y 53 MBq/kg para la mujer de referencia. Esto significa 3832,4 MBq (103,6 mCi) para un hombre adulto normal de 73,7 kg y 3015,7 MBq (81,5 mCi) de ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab para una mujer adulta normal de 56,9 kg.

La MAT obtenida en un ensayo clínico con ^{177}Lu-DOTA SCN-Rituximab [6] en 20 pacientes fue de 1665 MBq/m^2 (45 mCi/m^2) de superficie corporal. Este valor se obtuvo por escalación de la actividad administrada desde 20 hasta 50 mCi/m^2 con incrementos de 5 mCi/m^2. En este

estudio la MAT fue definida como la actividad inyectada a la cual al menos 1 paciente exhibió más de 1 toxicidad no hematológica grado 2 y más de 1 toxicidad hematológica grado 4. Trombocitopenia y leucopenia fueron las toxicidades que limitaron la dosis. Suponiendo una superficie corporal promedio de 1,8 m^2, corresponderían a una actividad a administrar de 2997 MBq (81 mCi) de ^{177}Lu-DOTA-Rituximab.

En un ensayo clínico anterior con ^{177}Lu-DOTA-AcMo J591 [7] que es un anticuerpo monoclonal anti antígeno prostático específico de membrana (PSMA), se determinó por escalación de la actividad administrada (10, 15, 30, 45, 60, 70, y 75 mCi/m^2) y basándose en la toxicidad hematológica como limitante, que la MAT era de 2590 MBq/m^2 (70 mCi/m^2) de superficie corporal. Asumiendo la superficie corporal promedio igual que en el caso anterior, la MAT obtenida equivale a 4662 MBq (126 mCi) de ^{177}Lu-DOTA-AcMo J591. En este ensayo la MAT fue definida como la actividad inyectada por m^2 de superficie corporal a la cual 0 o 1 de 6 pacientes experimenta toxicidad hematológica (trombocitopenia grado 4 o neutropenia grado 4) siempre y cuando 2 o mas pacientes experimenten toxicidad hematológica en el siguiente nivel de actividad inyectada por m^2 de superficie corporal.

5. CONCLUSIONES

El método de escalación por tiempo empleado para la extrapolación de resultados de dosis absorbida en ratón a dosis absorbida en humanos permitió obtener una MAT de 3832,4 MBq (103,6 mCi) y 3015,7 MBq (81,5 mCi) de ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab para hombre y mujer adultos normales respectivamente. Dichos valores son consistentes con la MAT de 2997 MBq (81 mCi) de ^{177}Lu-DOTA-Rituximab obtenida en ensayos clínicos utilizando el método de escalación de actividad administrada que tiene como factor limitante la toxicidad hematológica.

Basándonos en la similitud inmunoquímica y radioquímica del ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab con el ^{177}Lu-DOTA-Rituximab y en los resultados similares de MAT, se concluye que los valores de MAT estimados para a humanos por extrapolación de estudios dosimétricos en ratones son de gran utilidad, como referencia para fijar el rango de trabajo para poder pasar a la etapa siguiente de estudios clínicos de radiofármacos terapéuticos en pacientes.

6. REFERENCIAS

1. Forrer, F. et ál., "Radioimmunotherapy with ^{177}Lu-DOTA-Rituximab: Final Results of a Phase I/II Study in 31 Patients with Relapsing Follicular, Mantle Cell, and Other Indolent B-Cell Lymphomas", *J Nucl Med*, **54**: 1045-1052, (2013).

2. Crudo J.L., Nevares N.N., López Bularte A.C., Trotta M., Zapata A.M., Pérez J.H., Alfaro Agüero P., Puerta Yepes N., Gossio S., Rojo A. M., Michelin S. **"**Avances en la evaluación preclínica y dosimétrica de ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab® de uso potencial en radioinmunoterapia de Linfoma no Hodgkin*", Revista de la Asociación Argentina de Biología y Medicina Nuclear*, **vol 5** nº 3; 90-98 (2014).

3. Crudo J.L., Nevares N.N., López Bularte A.C., Zapata A.M., Perez J.H., Isolani D., Quintana J., "Producción experimental de Lutecio-177 de alta actividad específica para la marcación de anticuerpos monoclonales de uso potencial en radioinmunoterapia". *Revista de la Asociación Argentina de Biología y Medicina Nuclear*: **vol 4** nº 3; 5-15 (2013).

4. Alfaro Agüero P.A., *Tesis de Maestría en Física Médica: Estudio dosimétrico del Anticuerpo Monoclonal Anti-CD20 Marcado con ^{177}Lu en Ratones Normales. Instituto Balseiro*, Comisión Nacional de Energía Atómica. Universidad Nacional de Cuyo, Diciembre (2012).

5. Stabin M.G., Sparks R.B., Crowe E, "OLINDA/EXM: the second generation personal computer software for internal dose assessment in nuclear medicine", *J Nucl Med* **46**, 1023-1027, (2005).

6. Forrer F. et ál., "Radioimmunotherapy with ^{177}Lu-DOTA-Rituximab: Final Results of a Phase I/II Study in 31 Patients with Relapsing Follicular, Mantle Cell, and Other Indolent B-Cell Lymphomas" *J Nucl Med*, **54**: 1045-1052, (2013).

7. Bander N. et ál. "Phase I Trial of ^{177}Lu-labeled J591, a mAb to PSMA, in patients with androgen-independent prostate cancer". *J Clin Oncol* 2005; **23**: 4591-4601, (2005).

OMPARACIÓN DOSIMÉTRICA PRECLÍNICA DE ^{177}Lu-DTPA-SCN-RITUXIMAB CON ENSAYO CLÍNICOS INTERNACIONALES.

Crudo, J.L.[1], Nevares N.N. [1], López Bularte A. C. [1], Trotta M.[1] Zapata A. M.[1], Pérez J. H.[1], Alfaro Agüero P.[2], Puerta Yepes N.[3], Gossio S. [3], Rojo A. M.[3]

1 Div. Radiofarmacia Básica y Aplicada. CNEA. 2 Instituto Balseiro, CNEA. 3 Laboratorio de Dosimetría Interna ARN

RESUMEN

^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab y ^{177}Lu-DOTA-SCN-Rituximab se proponen como radiofármacos terapéuticos para el tratamiento del linfoma no Hodgkin (LNH). Con el kit de producción local de ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab se realizaron los estudios de biodistribución en ratones NIH que permitieron establecer los parámetros biocinéticos para completar la evaluación dosimétrica.
El cálculo de la dosis absorbida en los órganos de ratones NIH se realizó utilizando la metodología MIRD (Medical Internal Radiation Dose) y se aplicaron los coeficientes dosimétricos específicos para ^{177}Lu en ratones NIH. La extrapolación de los resultados a seres humanos se hizo por el método de escalación por tiempo. Se calcularon las dosis en los órganos humanos por unidad de actividad inyectada mediante el programa OLINDA. En este trabajo, se presenta el análisis comparativo de los resultados dosimétricos del ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab, obtenidos en ratones NIH normales y extrapolados a seres humanos, con valores de bibliografía de estudios clínicos del ^{177}Lu-DOTA-SCN-Rituximab. Se comparan la máxima actividad tolerable (MAT) extrapolada a seres humanos para ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab con la MAT para ^{177}Lu-DOTA-SCN-Rituximab obtenida de bibliografía. Los cálculos de MAT del radiofármaco ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab usado en ensayos preclínicos han mostrado resultados similares a los del ^{177}Lu-DOTA-SCN-Rituximab empleados en pacientes.

INTRODUCCION

El desarrollo de radiofármacos terapéuticos contra el cáncer es uno de los campos en donde se están realizando gran cantidad de ensayos preclínicos. Una parte de ellos consiste en evaluaciones dosimétricas extrapoladas a seres humanos que permiten la estimación del órgano crítico y la MAT. La reciente publicación de un ensayo clínico de fase I/II con ^{177}Lu-DOTA-SCN-Rituximab con resultados exitosos (todos los paciente tratados experimentaron un beneficio clínico), nos motivó a comparar esos valores de MAT obtenidos por cuantificación de la toxicidad hematológica en un esquema de actividad administrada, con los resultados de MAT extrapolados a seres humanos obtenidos a partir de estudios dosimétricos en ratones normales con ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab preparado en nuestro laboratorio.

OBJETIVOS

Comparar los resultados previamente publicados de un ensayo dosimétrico preclínico del ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab obtenido en nuestro laboratorio, a partir de Lu-177 de producción local, con resultados de MAT de ensayos clínicos internacionales publicados de otros anticuerpos monoclonales marcados con Lu-177 sin portador.

MATERIALES Y METODOS

Marcación de anticuerpos monoclonales con Lu-177
Brevemente, el anticuerpo monoclonal (anti CD20) Rituximab fue conjugado con para-isotiociano-bencil-DTPA (p-SCN-bencil-DTPA), en una relación molar 20:1(quelante: AcMo). Posteriormente fue purificado y luego fue marcado con Lu-177 (E β-max = 497 keV, Eγ = 208 keV, T1/2 6,71 d) de alta actividad específica producido localmente.
Otros investigadores cuyos resultados de MAT se comparan, han conjugado el AcMo Rituximab con para-isotiocianato-bencil-1,4,7,10-tetraazaciclododecano-1,4,7,10-ácido tetraacético (p-SCN-bencil-DOTA) y realizado la marcación con Lu-177 sin portador (non carried added, n.c.a).
Determinación de la MAT en humanos a partir de los datos obtenidos por biodistribución y de las dosis en médula ósea por unidad de actividad inyectada de radiofármaco.
Los valores previamente publicados de MAT y dosis en órganos por unidad de actividad inyectada fueron obtenidos utilizando el algoritmo MIRD a partir de datos de biodistribución del radiofármaco en ratones normales. La extrapolación a seres humanos se llevó a cabo utilizando el método de escalación por tiempo. A partir de allí se calcularon las dosis en los órganos humanos por unidad de actividad inyectada mediante el programa OLINDA para dos maniquíes de referencia: Hombre adulto normal (73,7 kg) y mujer adulta normal (56,9 kg).

RESULTADOS Y DISCUSION

Ensayos dosimétricos preclínicos
Como resultado se obtuvo que el órgano crítico es la médula ósea ya que presenta el valor más restrictivo. De esta manera las MAT halladas para el hombre y la mujer de referencia fueron de 52 MBq/kg y 53 MBq/kg respectivamente.
Esto corresponde a 3832,4 MBq (103,6 mCi) y 3015,7 MBq (81,5 mCi) de ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab para hombre y mujer adultos normales respectivamente.

VS

Ensayos clínicos, datos de bibliografía:
La MAT obtenida con ^{177}Lu-DOTA-SCN-Rituximab en 20 pacientes fue de 1665 MBq/m2 (45 mCi/m2). Este valor se obtuvo por escalación de la actividad administrada (20 a 50 mCi/m2) con incrementos de 5 mCi/m2. La MAT fue definida como la actividad a la cual al menos 1 paciente exhibió más de 1 toxicidad no hematológica grado 2 y más de 1 toxicidad hematológica grado 4. Trombocitopenia y leucopenia fueron las toxicidades que limitaron la dosis. Para una superficie corporal promedio de 1,8 m2, la MAT es de 2997 MBq (81 mCi).
Forrer, F. et al, *J Nucl Med*, **54**: 1045-1052, (2013).

Para ^{177}Lu-DOTA-AcMo J591 (anticuerpo monoclonal anti antígeno prostático específico de membrana, se determinó por escalación de la actividad (10 a 75 mCi/m2) y basándose en la toxicidad hematológica como limitante, que la MAT es de 2590 MBq/m2 (70 mCi/m2). Asumiendo la superficie corporal promedio idéntica a la anterior, la MAT es de 4662 MBq (126 mCi).
Bander N. et al. *J Clin Oncol*; **23**: 4591-4601, (2005).

CONCLUSION

El método de escalación por tiempo empleado para la extrapolación de resultados de dosis absorbida en ratón a dosis absorbida en humanos permitió obtener una MAT de 3832,4 MBq (103,6 mCi) y 3015,7 MBq (81,5 mCi) de ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab para hombre y mujer respectivamente. Dichos valores son consistentes con la MAT de 2997 MBq (81 mCi) de ^{177}Lu-DOTA-SCN-Rituximab obtenida en ensayos clínicos de bibliografía. Basándonos en la similitud inmunoquímica y radioquímica del ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab con el ^{177}Lu-DOTA-SCN-Rituximab y en los resultados similares de MAT, se concluye que los valores de MAT estimados para a humanos por extrapolación de estudios dosimétricos en ratones pueden ser de gran utilidad, como referencia para fijar el rango de escalación de actividad en estudios clínicos de radiofármacos terapéuticos.

AGRADECIMIENTOS

Este trabajo ha sido financiado por el Organismo Internacional de Energía Atómica (IAEA Research Contract ARG-14060 y ARG-16671).

Capacitación en protección radiológica en cardiología intervencionista en la Argentina

Descalzo, A.; Touzet, R.; Di Giorgio, M.; Portas, M.; Dubner, D.; Gregori, B.; Discacciatti, A.; Sansogne, R.; Sanchez, G.; Papp, C.; Cherro, A.; Ruda Vega, M.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 de abril de 2015

Capacitación en Protección Radiológica en Cardiología Intervencionista en la Argentina

Descalzo, A.[1]; Touzet, R.[2,5]; Di Giorgio, M.[3,5]; Portas, M.[4]; Dubner, D.[3,5]; Gregori, B.[3,5]; Discacciatti, A.[3]; Sansogne, R.[6]; Sanchez, G.[6]; Papp, C.[2,5,6]; Cherro, A.[1]; Ruda Vega, M.[1]

[1] Colegio Argentino de Cardioangiólogos Intervencionistas (CACI)
[2] Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA)
[3] Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN)
[4] Hospital de Quemados
[5] Sociedad Argentina de Radioprotección (SAR)
[6] Sociedad Argentina de Física Médica (SAFIM)

RESUMEN

Las dosis de radiación recibidos por profesionales y pacientes, durante los procedimientos cardiológicos intervencionistas, se encuentran en la escala más elevada dentro de las prácticas médicas con rayos X. Asimismo, estas dosis han ido en aumento durante los últimos años como producto de una mayor complejidad de las prácticas, un aumento en el número de procedimientos, nuevas técnicas y un mayor número de equipos disponibles. Si bien el avance es significativo y redunda en una disminución de la morbi-mortalidad de los pacientes, el incremento de dosis puede ser notable, y por lo tanto es imprescindible una adecuada capacitación en protección radiológica.

El Colegio Argentino de Cardioangiólogos Intervencionistas (CACI) realiza una capacitación formal mediante un sistema de entrenamiento y acreditación formal desde hace 25 años. En forma conjunta la Facultad de Medicina de la Universidad de Buenos Aires (UBA) y el Colegio otorgan el título de Médico Especialista en Hemodinamia, Angiografía General y Cardioangiología Intervencionista. Esta carrera, de tres años de duración, es única en Latinoamérica, por lo cual se capacita a profesionales de toda la región. Al año 2014 han egresado 322 alumnos, de los cuales 49 fueron extranjeros.

Desde el año 2008, se implementó un Programa de Radiobiología y Radioprotección de 4-6 horas de duración, dictado por un conjunto interdisciplinario de profesionales pertenecientes a distintas instituciones (UBA, CNEA, ARN, SAFIM, SAR, CACI, Hospital de Quemados, representantes de empresas – angiógrafos y dosimetría). En el año 2013, se incrementaron las horas de clases a 16 horas divididas en dos jornadas.

Finalmente, en el año 2013, se aceptó el programa como materia dentro de la Carrera de Especialista. Se otorgaron 24 horas de duración tal como lo indican las recomendaciones internacionales para el entrenamiento de Especialistas en Cardiología Intervencionista. El programa de la materia fue diseñado en base a la Guía Nº 116 de la European Commission.

1. INTRODUCCIÓN

En el año 2000, el Comité Científico de las Naciones Unidas sobre los Efectos de las Radiación Atómica (UNSCEAR[2]), indicó que de las fuentes de radiación ionizante artificiales, las que se emplean en aplicaciones médicas representan el mayor porcentaje de

[1] Colegio Argentino de Cardioangiólogos Intervencionistas.
Correspondencia: amalia.descalzo@gmail.com

[2] UNSCEAR: United Nations Scientific Commitee on the Effects of Atomic Radiation.

exposición para la población [1]. De la dosis efectiva colectiva anual aportada por todas las categorías de exposición en Estados Unidos de América, el 48 % es debido al uso de las radiaciones ionizantes en aplicaciones médicas (**Figura 1**) según informó el Consejo Nacional de Protección Radiológica y Mediciones (NCRP[3]) [2]. El uso de la fluoroscopía en intervencionismo[4], aporta al menos el 7 % de la dosis colectiva anual. En este grupo, se encuentran todas las prácticas intervencionistas que utilizan la fluoroscopía como guía para la realización de los procedimientos: neurointervencionismo, radiología intervencionista, y cardioangiología intervencionista, entre otras.

La práctica médica intervencionista es una de las aplicaciones que involucran más dosis debido a la elevada cantidad de procedimientos que se realizan hoy en día. Esto último implica también estudios más extensos en tiempo debido a la complejidad tanto del procedimiento como de las patologías tratadas. Recientemente, uno de los avances más relevantes fue la posibilidad de implantación de una válvula aórtica por catéter (TAVI[5]) para pacientes con patología de estenosis aórtica. Sin embargo, y a pesar de las altas dosis involucradas, el uso del intervencionismo es indiscutible, dado que estas prácticas médicas permitieron el reemplazo de algunas cirugías a cielo abierto y por lo tanto la disminución de la morbimortalidad de patologías graves (menos riesgos, sin anestesia general y con tiempos cortos de internación y recuperación).

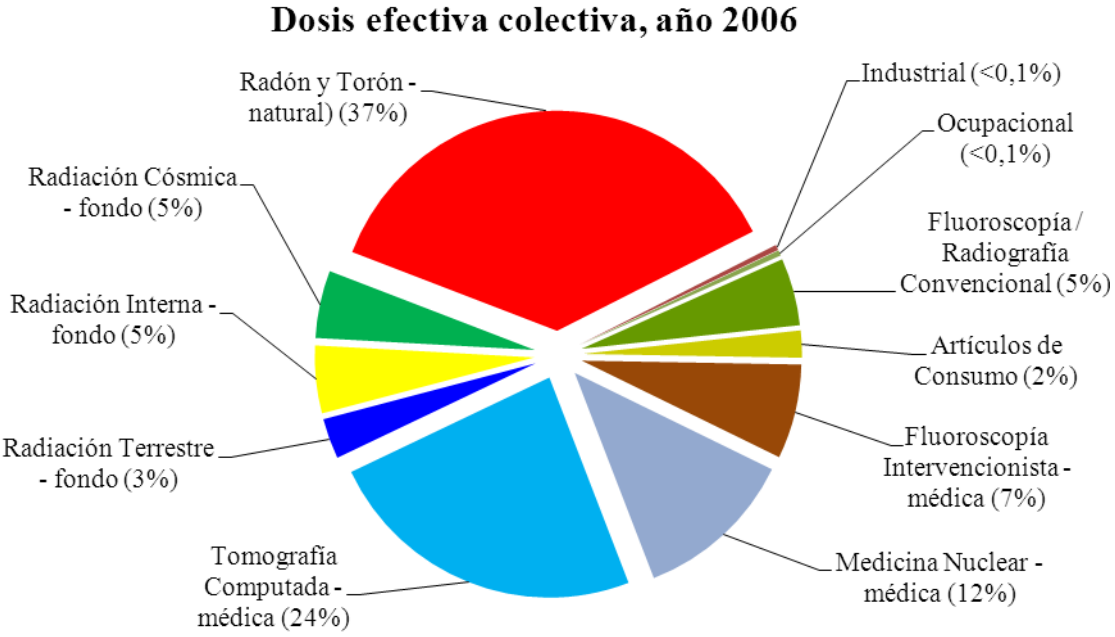


Figura 1: Dosis efectiva colectiva, año 2006.
Fuente de información: NCRP Report Nº 160 [2]

[3] NCRP: National Council on Radiation Protection and Measurements.

[4] Intervencionismo: Procedimiento mínimamente invasivo, permite a los médicos con experiencia en técnicas de imágenes, guiar pequeños catéteres a través de los vasos sanguíneos u otras vías para diagnosticar y/o tratar enfermedades.

[5] TAVI: Transcatheter Aortic Heart Valve

Por otra parte, estas prácticas implican tasas de dosis muy elevadas tanto para los pacientes como para el equipo médico y técnico. Las tasas de dosis en el punto de entrada en piel del paciente se encuentran en un rango de 15 mGy/h hasta 150 mGy/h en fluoroscopía [3], en condiciones normales de trabajo y con equipos controlados bajo un programa de control de calidad. Un procedimiento típico diagnóstico como la angiografía coronaria puede impartir al paciente una dosis efectiva de referencia de 3,1 mSv (equivalente a 155 placas de tórax), mientras que un procedimiento terapéutico como la angioplastia coronaria percutánea transluminal (PTCA), una dosis efectiva de referencia de 15,1 mSv (equivalente a 755 radiografías de tórax) [4]. En cuanto al trabajador, particularmente en la posición del médico que realiza la intervención (operador), puede estar expuesto a tasas de dosis sin elementos de protección de 0,5-2,5 mSv/h a la altura de la cabeza, 1-5 mSv/h a la altura de la cintura y 2-10 mSv/h a la altura de la pierna [5]. No obstante, la dosis que recibirán los trabajadores dependerá de la posición de trabajo, normalmente el operador suele situarse a solo 50 cm en promedio en forma lateral del tubo de rayos X pero más próximo al paciente, fuente de radiación dispersa y principal fuente de radiación para el trabajador. Por otra parte, el personal de apoyo suele situarse en general a más de 1 metro de distancia. Si los trabajadores desconocen los riesgos y no toman las medidas necesarias, mediante el uso de elementos de protección e implementando todas las recomendaciones pertinentes, podrían superar ampliamente los límites de dosis ocupacionales y presentar efectos tisulares de la radiación, como opacidades del cristalino o alopecia de extremidades.

La práctica en sí es muy compleja al igual que el uso de los equipos de rayos X que se utilizan. La dosis que recibirá el paciente y el personal dependerán, además del tiempo que involucra el procedimiento, de condiciones del propio paciente tales como espesor, del tipo de proyección, modo de adquisición (fluoroscopía de diferentes tasas de dosis, cine, modo sustracción), uso de colimación y filtros en cuña, tamaño de campo, entre otras. Para el equipo médico, existen varias consideraciones adicionales, como ya se mencionó, tales como: elementos de protección utilizados (delantales y gafas plomados, pantallas móviles plomadas, etc.) y posición de trabajo (lo cual se relaciona con la distancia al paciente y al tubo de rayos X).

Son muchos los factores que afectan la protección del paciente y de quienes trabajan en la sala de intervencionismo, motivo por el cual es clave la capacitación y el entrenamiento específico para lograr optimizar la dosis en cada proyección del angiógrafo.

2. PROGRAMA DE CAPACITACIÓN

La capacitación formal en nuestro país y en países de la región, se realiza para profesionales en formación a través de la Carrera de Especialista en Hemodinamia, Angiografía General y Cardioangiología Intervencionista (3 años de duración), y para profesionales en ejercicio de la práctica (recertificación) a través de un Programa de Actualización (2 años de duración).

A continuación, se exponen las características de ambos programas, luego los antecedentes que llevaron a la creación de una materia para la capacitación en protección radiológica y finalmente, los objetivos, programa y metodología de enseñanza de la misma.

2.1. Carrera de Especialista en Hemodinamia, Angiografía General y Cardioangiología Intervencionista

La carrera fue creada en el año 1989 [6], por el Colegio Argentino de Cardioangiólogos Intervencionistas (CACI) y la Universidad de Buenos Aires (UBA), con el objetivo de formar profesionales en el diagnóstico y tratamiento endovascular de diferentes territorios y patologías. Uno de los pilares del éxito de esta carrera de posgrado es la sinergia entre la UBA y el CACI. La Facultad de Medicina brinda el marco académico apropiado, la continuidad de los planes de estudio, un título universitario con validez nacional e internacional, y el CACI aporta el conocimiento y experiencia de destacados especialistas.

En el transcurso de la misma, se dictan 8 materias teóricas en 3 años que implican 480 horas de clases presenciales, 150 horas de investigación y 2800 horas de actividad práctica en sala. Adicionalmente, los alumnos realizan prácticas con un simulador en el Colegio y cuentan con las clases y sistema de apoyo on-line a través de la página web www.caci.org.ar/educacion/carreraUBA-CACI. Los postulantes para realizar la carrera son seleccionados de acuerdo a requisitos básicos (concurso de antecedentes y entrevista personal) y se distribuyen los cupos 50 % para aspirantes de la Ciudad de Buenos Aires y Gran Buenos Aires y 50 % el resto del país. Esta distribución uniforme reflejó un alto impacto en la Salud Pública Nacional, dado que en la mayoría de las medianas o grandes ciudades existen hoy servicios de hemodinamia.

Desde el inicio de la carrera hasta junio de 2014 han egresado 322 alumnos, de los cuales 49 son alumnos extranjeros de: Bolivia, Brasil, Bulgaria, Colombia, Costa Rica, Cuba, Chile, Ecuador, España, México, Perú, Uruguay y Venezuela (**Figura 2**).

En nuestro País no existe ninguna otra Especialidad Médica que tenga estructurada la *Acreditación* de todos los jóvenes que se inician con una Carrera de Especialista Universitario y la *Recertificación* voluntaria de los especialistas. Al momento, hasta donde es de nuestro conocimiento no existen otros países con programas nacionales integrados de Formación y Recertificación.

2.2. Recertificación: Programa de actualización para Especialistas en Hemodinamia y Angiografía

Desde el año 2004, la UBA y el CACI dictan en forma conjunta un Programa de Actualización de 2 años de duración para cardioangiólogos intervencionistas con el fin de otorgar la *Recertificación de la especialidad*. La recertificación es optativa en Argentina y se realiza cada 5 años en el CACI. Se prevé como objetivo que sea obligatoria a corto plazo.

El programa se llevaba a cabo en 12 jornadas; con un total de 150 horas de clases y 1200 horas de práctica por año. A partir del año 2014, el 80 % de las clases se dictan de forma informatizada vía web, con reuniones presenciales para repasar los conceptos fundamentales.

En los últimos 10 años, esta modalidad pionera permitió la recertificación de 110 profesionales de todo el país, tanto de quienes realizaron la carrera años anteriores como aquellos con formación parcial en el exterior del país, solo en Cardiología Intervencionista.

El programa de recertificación permite la actualización de los profesionales, no solo en el diagnóstico y terapéutica por cateterismo, sino también en protección radiológica. Esto último se fundamenta en la reciente incorporación de una materia específica en el área de protección radiológica.

Figura 2: Egresados de la Carrera de Especialista en Hemodinamia, Angiografía General y Cardioangiología Intervencionista [6]

2.3. Antecedentes

Desde el inicio de la Carrera se incluyó un Curso de Radiofísica Sanitaria dictado por representantes del Ministerio de Salud de la Nación.

Adicionalmente, en el año 2008, se implementó un Programa de Radiobiología y Radioprotección de 4-6 horas de duración, dictado por un conjunto interdisciplinario de 13 profesionales pertenecientes a distintas instituciones (CACI, UBA, CNEA, ARN, SAFIM, SAR, Hospital de Quemados CABA, representantes de empresas – angiógrafos y dosimetría) y que forman una "Comisión de Protección Radiológica".

En el año 2013, se incrementaron las horas de clases a 16, divididas en dos jornadas, en las cuales se exponían los temas a continuación:

- *Jornada I:* Nociones básicas sobre las radiaciones ionizantes, protección radiológica en medicina, efectos biológicos de las radiaciones ionizantes, efectos tisulares, síndrome agudo de radiación;

- *Jornada II:* Síndrome cutáneo radioinducido, efectos estocásticos, dosimetría biológica y radiosensibilidad, protección radiológica del paciente, sistemas de protección ocupacional en la sala de intervencionismo, dosimetría personal.

En estas jornadas se presentaron las clases tanto a los alumnos de la carrera como a los especialistas que cursaban la actualización, capacitando a 70 alumnos y a 11 especialistas.

Luego de las últimas jornadas del año 2013, dada la relevancia del tema y de la necesidad de la capacitación continua en protección radiológica, el director de la carrera propuso incluir el tema como materia dentro del plan curricular, sustentado en un *Proyecto de actualización de contenidos y condiciones de admisión de la Carrera de Especialista en Hemodinamia, Angiografía General y Cardioangiología Intervencionista – Facultad de Medicina – UBA*.

Finalmente, en el año 2013, **"Radiofísica Sanitaria y Radioprotección de Pacientes y Operadores"** fue aceptada como materia corta de la carrera en 3º año, asignando 30 horas de duración, en consistencia con las recomendaciones internacionales [6].

En el año 2014, se propuso adicionalmente brindar una jornada preparatoria de 4-5 horas "Introducción a la Protección Radiológica" en 1º año, capacitando así a 64 médicos ingresantes a la carrera en el período 2014-2017. La jornada se propuso con la finalidad de introducir a los alumnos en el tema y sobre todo en las medidas de protección para el paciente y el personal expuesto para que comiencen a implementarlas durante las horas de práctica.

2.4. Objetivos de la materia "Radiofísica Sanitaria y Radioprotección de Pacientes y Operadores"

- Conocer y entender las bases físicas de los procesos de interacción de las radiaciones ionizantes con la materia.

- Conocer y entender los fenómenos y mecanismos biológicos que se producen cuando la radiación ionizante interacciona con los tejidos vivos.

- Conocer los criterios y las normas de protección radiológica nacionales e internacionales.

- Conocer los principios de funcionamiento del equipamiento que se utiliza en salas de hemodinamia a fin de optimizar las prácticas.

- Conocer las medidas de radioprotección que se deben tomar para proteger al personal y al paciente.

- Conocer las técnicas de evaluación de las dosis que reciben los pacientes durante una intervención.

2.5. Contenidos mínimos

El programa de la materia fue diseñado de acuerdo a las necesidades específicas de capacitación en protección radiológica en la práctica de la cardioangiología intervencionista y en base a la Guía Nº 116 de la European Commission "*Guidelines on Education and Training in Radiation Protection for Medical Exposures*" [6] y a la Publicación 113 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP[6]) "*Education and Training in Radiological Protection for Diagnostic and Interventional Procedures*" [8]. De acuerdo a la organización de las clases teóricas, se agruparon los temas en cuatro jornadas:

- *Jornada I: Introducción a la Protección Radiológica*
  Estructura atómica, producción e interacción de la radiación con la materia. Estructura nuclear y radiactividad. Magnitudes radiológicas y unidades. Características físicas de la producción de rayos X. Fundamentos de la detección de la radiación y blindajes.

- *Jornada II: Bases biológicas y principios de la Protección Radiológica*
  Fundamentos de radiobiología. Efectos biológicos de la radiación. Efectos determinísticos y estocásticos. Efectos en el cristalino. Pediatría y embarazo. Control y seguimiento de los pacientes.
  Protección radiológica. Principios generales. Justificación de solicitud de estudios radiológicos. Regulaciones y estándares nacionales e internacionales.

- *Jornada III: Criterios para la protección del paciente y del trabajador*
  Protección radiológica operacional. Aspectos particulares de la PR del paciente. Aspectos particulares de la PR del paciente pediátrico. Aspectos particulares de la PR del staff. Magnitudes dosimétricas específicas y relación entre ellas.

- *Jornada IV: Optimización, dosimetría y control de calidad en intervencionismo*
  Procedimientos de optimización. Dosimetría personal. Control de calidad y aseguramiento de la calidad.
  Entrenamiento práctico

2.6. Metodología de enseñanza

Como se mencionó con anterioridad, la materia se cursa en modalidad presencial (30 horas) para los alumnos de la carrera y en modalidad semipresencial (8 horas presenciales – horas en plataforma virtual) para quienes cursan la actualización.

Las clases son dictadas en el aula del CACI por docentes dedicados a cada tema en particular quienes adicionalmente incluyen tópicos específicos a tratar [6] [8], como por ejemplo: analizar los cambios en la tasa de dosis cuando varía la distancia del detector de imágenes al paciente, discusión del uso de elementos de protección personales, importancia del control periódico de las fuentes de radiación, comprensión de las magnitudes dosimétricas específicas de la práctica, entre otros.

[6] ICRP: International Commission on Radiological Protection

El entrenamiento práctico se enfoca en la realización de ejercicios y análisis de casos y situaciones concretas. A modo práctico se elaboraron videos explicativos mediante el uso de dosímetros electrónicos para explicar el uso de los elementos de protección personales y los diferentes factores que influyen en la dosis recibida por el paciente, por el operador y el personal de apoyo "Herramientas de protección radiológica del trabajador y uso de elementos de protección plomados" y "Pruebas básicas de control de calidad del angiógrafo".

Previo a la evaluación se repasan los diferentes conceptos y se remarcan los conceptos fundamentales. La evaluación se realiza en formato *multiple choice*, el cual incluye 5 preguntas de cada tema expuesto con 3 posibles respuestas, de las cuales sólo 1 es correcta.

3. CONCLUSIONES

Es indiscutible que el intervencionismo es de gran beneficio para los pacientes, sin embargo, los niveles de dosis involucrados, se encuentran entre los más elevados utilizados en diagnóstico por imágenes.

El incremento tanto en el número de procedimientos como en la complejidad de los mismos requiere la capacitación en protección radiológica no sólo inicial, sino constante y sistemática de los profesionales, razón por la cual se incluyó el tema tanto en la Carrera de Médico Especialista Universitario en Hemodinamia, Angiografía General y Cardioangiología Intervencionista, como en el Programa de Actualización para quienes requieren la Recertificación.

Tomando en cuenta la necesidad de capacitar y entrenar a alumnos y a especialistas en el conocimiento y actualización de los temas de protección radiológica del paciente y del personal ocupacionalmente expuesto en las prácticas intervencionistas, y, asimismo, las características y alcance de la Carrera a nivel nacional y regional, en el año 2013 se desarrolló la propuesta y se logró la inclusión de la materia "Radiofísica Sanitaria y Radioprotección de Pacientes y Operadores" de 30 horas de duración.

Este importante avance permite, al tener entidad como materia, la continuidad de la capacitación en protección radiológica. Asimismo, dada la extensión de las horas de clases, posibilita tratar cada tema con la profundidad requerida, así como también mejorar el espacio para debates y análisis de diferentes problemas y situaciones.

4. REFERENCIAS

1. UNSCEAR. *Sources and Effects of Ionising Radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation Report to the General Assembly with Scientific Annexes.* United Nations, New York (2000).
2. NCRP. *Ionizing Radiation Exposure of the Population of the United States. NCRP Report Nº 160* (2006).

3. ICRP, 2013. *Radiological Protection in Cardiology. ICRP Publication 120*. Ann. ICRP 42 (1).
4. "Cardiología Intervencionista: ¿Cuáles son las dosis típicas de las intervenciones diagnósticas y terapéuticas?", http://rpop.iaea.org (2013).
5. "Cardiología. Material de entrenamiento. 07. Exposición ocupacional y dispositivos de protección", http://rpop.iaea.org (2013).
6. European Commission. Radiation Protection Nº 116. Guidelines on Education and Training in Radiation Protection for Medical Exposures.
7. Ruda Vega, M.; Londero, H; Cherro, A. "Entrenamiento, acreditación y recertificación en Cardioangiología Intervencionista. Veinticinco años de experiencia: 1989-2014".*Revista Argentina de Cardioangiología Intervencionista.* **Vol. Nº 1**, pp. 13-16 (2014).
8. ICRP, 2009. *Education and Training in Radiological Protection for Diagnostic and Interventional Procedures*. ICRP Publication 113, Ann. ICRP 39 (5).

Implicancias radiológicas de la verificación de campañas de transferencia de elementos combustibles gastados

Diaz, G.D.; Pardo, L.A.; Llacer, C.D. y Villamayor, R.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 abril de 2015

IMPLICANCIAS RADIOLÓGICAS DE LA VERIFICACIÓN DE CAMPAÑAS DE TRANSFERENCIA DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES GASTADOS

Diaz, G.D.[1]; Pardo, L.A.[1]; Llacer, C.D.[1] y Villamayor, R.[1]

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

La Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) tiene la función de regular y fiscalizar la actividad nuclear en los temas de seguridad radiológica y nuclear, protección física, salvaguardias y no proliferación nuclear.

La aplicación de salvaguardias para garantizar el uso pacífico de la energía nuclear consiste en un conjunto de procedimientos que tienen como finalidad asegurar que las actividades nucleares no sean desarrolladas con fines no autorizados y garantizar el cumplimiento de los compromisos internacionales de no proliferación asumidos por la República Argentina.

Con ese objetivo, la verificación de elementos combustibles irradiados es una de las actividades que la Subgerencia Control de las Salvaguardias de la ARN ha realizado por más de 20 años y que implica la exposición radiológica del personal involucrado en esas actividades.

Este trabajo analiza la verificación de inventarios de elementos combustibles irradiados en instalaciones argentinas y las transferencias entre instalaciones. Se discuten diferentes casos tales como verificación de inventarios de combustibles irradiados en reactores de potencia, reactores de investigación e instalaciones de almacenamiento. Asimismo se analizan las actividades de verificación de transferencias de combustibles irradiados entre distintas instalaciones, entre las que se destacan transferencias a almacenamientos en seco y transferencias entre depósitos húmedos en distintos tipos de instalaciones. En cada caso se analizan los requerimientos de salvaguardias y sus implicancias para la protección del personal radiológicamente expuesto. Se describen también las mejoras implementadas en la metodología de salvaguardias a lo largo de los años, especialmente el concepto de salvaguardias por diseño para instalaciones nuevas y cómo estas mejoras contribuyeron a minimizar el riesgo radiológico del personal involucrado en las actividades de verificación de materiales nucleares irradiados.

1. INTRODUCCIÓN

Dentro de las funciones regulatorias otorgadas por la Ley Argentina Nro. 24.804 y su Decreto Reglamentario Nro. 1.390, la Autoridad Regulatoria Nuclear es el organismo del estado responsable por la aplicación de salvaguardias en todas las instalaciones del territorio argentino, que utilicen materiales nucleares. La aplicación de estas medidas involucra conocer los procesos internos de las instalaciones, emplear sistemas que permitan contabilizar, controlar y verificar los materiales nucleares presentes en dichas instalaciones.

Además existen compromisos de no proliferación nuclear que la República Argentina ha contraído. En función de lo antedicho, las instalaciones con material nuclear están sujetas a inspecciones de salvaguardias nacionales realizadas por la ARN, e internacionales llevadas a

[1] gdiaz@arn.gob.ar, lpardo@arn.gob.ar, cllacer@arn.gob.ar, RVillamayor@arn.gob.ar

cabo por la Agencia Brasileño-Argentina de Contabilidad y Control de Materiales Nucleares (ABACC) y el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y fiscalizadas por la ARN.

La República Argentina tiene un grado avanzado de desarrollo en su ciclo combustible, que se ve reflejado en la diversidad de instalaciones presentes en el territorio nacional, desde la obtención de uranio de pureza nuclear hasta la gestión del combustible gastado, este último punto es objeto del presente trabajo. El mismo abordará los aspectos relativos a la verificación de combustibles irradiados, ya sean utilizados en reactores de potencia o reactores de investigación, y el riesgo radiológico asociado a las actividades de verificación.

2. REQUISITOS TÉCNICOS DE VERIFICACIÓN

Los requisitos de verificación de elementos combustibles irradiados varían según el tipo de instalación y el "valor estratégico" de los mismos. Estos "criterios" de verificación están descriptos en documentos guía del Organismo Internacional de Energía Atómica[1] que establecen todas las actividades requeridas para garantizar en forma estadística que no se ha desviado material nuclear con propósitos desconocidos.

El ciclo de combustible de potencia de la República Argentina, tiene la particularidad de contar con dos tipos de centrales nucleares que poseen diferentes características, sin embargo desde el punto de vista de las salvaguardias, los enfoques de control se asemejan por tratarse de reactores con recarga en servicio. En estos reactores, el flujo de combustibles que se descarga a piletas es monitoreado por sistemas de medición de radiación (gama/neutrones) ubicados en puntos estratégicos y a continuación puestos bajo vigilancia óptica (cámaras). Los datos recabados por dichos sistemas son evaluados en forma trimestral, en oportunidad de inspecciones denominadas interinas. La frecuencia de estas inspecciones está relacionada con el objetivo de verificar el material nuclear de uso directo (Pu contenido en elementos combustibles irradiados). Adicionalmente, una vez por año es efectuada la toma de inventario físico de todo el material nuclear presente en la instalación, donde las actividades de verificación dependerán del correcto funcionamiento de los sistemas de contención y vigilancia instalados. Medidas adicionales deberán llevarse a cabo si el resultado de la evaluación de los sistemas de contención y vigilancia no fuera satisfactorio.

Para el caso del almacenamiento de combustibles de reactores de investigación, las actividades de salvaguardias se simplifican ya que el inventario de material nuclear es significativamente menor, y el acceso a los ítems conteniendo material nuclear es relativamente más sencillo. Sin embargo, al no estar bajo sistemas de vigilancia resulta necesaria la verificación de los elementos combustibles mediante técnicas no destructivas, como por ejemplo la medición de radiación gama.

3. CENTRALES NUCLEARES, DESCRIPCIÓN Y EVOLUCIÓN HISTÓRICA DE LA APLICACIÓN DE SALVAGUARDIAS

3.1. Central Nuclear Embalse (CNE)

La Central Nuclear Embalse es un reactor de potencia de recarga en servicio de tipo CANDU-6 de 648 MW de potencia eléctrica bruta. Utiliza combustible de uranio natural y agua pesada como refrigerante y moderador. Se encuentra en operación desde 1984.

Cada elemento combustible está compuesto por 37 barras activas y tiene una longitud de aproximadamente 50 cm. Después de dejar el núcleo, los combustibles son almacenados en piletas, luego de permanecer al menos 6 años para enfriamiento y decaimiento radiactivo están

en condiciones de ser transferidos a silos para su almacenamiento en seco (figura 1 y fotografía 1).

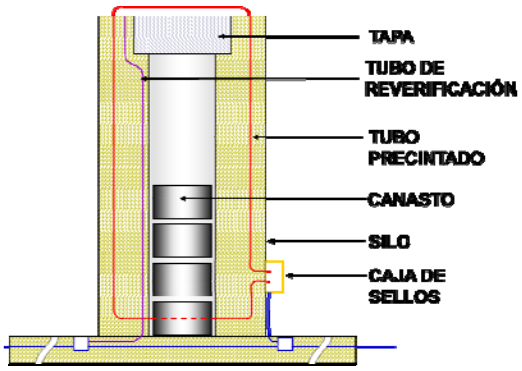


Figura 1. Esquema de silo

Fotografía 1. Vista general campo de silos

3.1.1. Enfoque de Control: Transferencia de EE CC de núcleo a piletas

Como fuera mencionado anteriormente, el monitoreo de las transferencias de ELEMENTOS COMBUSTIBLES entre el núcleo del reactor y las piletas de almacenamiento, es efectuada a través de un sistema de detectores gama y neutrones instalado frente al núcleo del reactor y en el canal de descarga. Una vez en piletas, quedan bajo vigilancia óptica para mantener la continuidad del conocimiento del material previamente verificado (CoK). La información recolectada es almacenada en servidores, a los que se accede durante las inspecciones de salvaguardias. Originalmente, estos servidores se encontraban dentro de la zona radiológicamente controlada (ZC), siendo la primera mejora desde el punto de vista radiológico, la reubicación de dichos servidores en una zona de acceso convencional.

3.1.2. Almacenamiento en Seco de Elementos Combustibles Quemados (ASECQ)

Con el objetivo de ampliar la capacidad de almacenamiento de elementos combustibles irradiados, se decidió la construcción de un sistema de almacenamiento en seco compuesto por silos.

Cada silo puede almacenar 9 canastos con 60 combustibles cada uno. Cada canasto es cargado bajo agua en la pileta de almacenamiento, transferido a una celda blindada donde es soldado y finalmente trasladado a un silo de almacenamiento.

La CNE, lleva a cabo campañas de transferencia de elementos combustibles gastados de pileta a silos desde el año 1993. Durante estas campañas los inspectores de ABACC, OIEA y ARN debían realizar actividades de verificación en el área de la pileta de almacenamiento tales como identificación visual y medición gama identificando el pico de Cs-137 (661 keV) en algunos combustibles seleccionados aleatoriamente y seguimiento visual del contenedor desde pileta hasta la celda de soldadura. Una vez que el canasto fuera soldado, los inspectores debían seguir el traslado del contenedor desde la celda de soldadura hasta el silo, verificar la descarga mediante medición gama y finalizar la transferencia, colocando precintos en la tapa del silo. Una vez concluida estas actividades y como medida de respaldo, se efectúa el perfil gama del silo completo (fingerprint).

Es de mencionar, que durante el proceso de llenado del silo, se debían aplicar sellos metálicos temporarios para mantener la CoK, cada vez que se colocara un canasto y retirarlos cada vez que se fuera a introducir uno nuevo, en consecuencia los inspectores debían acceder a la parte superior del silo al menos 17 veces.

Dichas transferencias, inicialmente, eran verificadas por 4 inspectores internacionales (2 de ABACC y 2 de OIEA) y 2 inspectores nacionales. A partir del año 1998, como resultado de una negociación multilateral, se logró reducir el esfuerzo de inspección a un inspector por agencia, mediante una reorganización de las tareas de verificación.

Actualmente, las Agencias de control y la ARN, han desarrollado un enfoque basado en el uso de tecnología para el seguimiento de las campañas ASECQ, denominado Sistema No Atendido o UMS (Unattended Monitoring System) (ver figura 2). La implementación de este sistema busca reducir el esfuerzo de inspección significativamente y en consecuencia la exposición radiológica del personal. Con la implementación del UMS no existe la necesidad de contar con inspectores permanentes, toda la transferencia es verificada por sistemas no atendidos y un esquema de inspecciones reducido, con los siguientes objetivos:

- Inspección inicial, para el montaje y chequeo del sistema antes de cada campaña de transferencia.

- Inspección final, para el desmontado del sistema una vez concluidas las transferencias.

- Una inspección interina cada 45 días y hasta tres inspecciones no anunciadas por campaña para verificar la información recolectada en los servidores, la integridad del sistema, aplicación de precintos, reubicación de detectores de radiación instalados en los silos y medición gama de los silos completos (fingerprint).

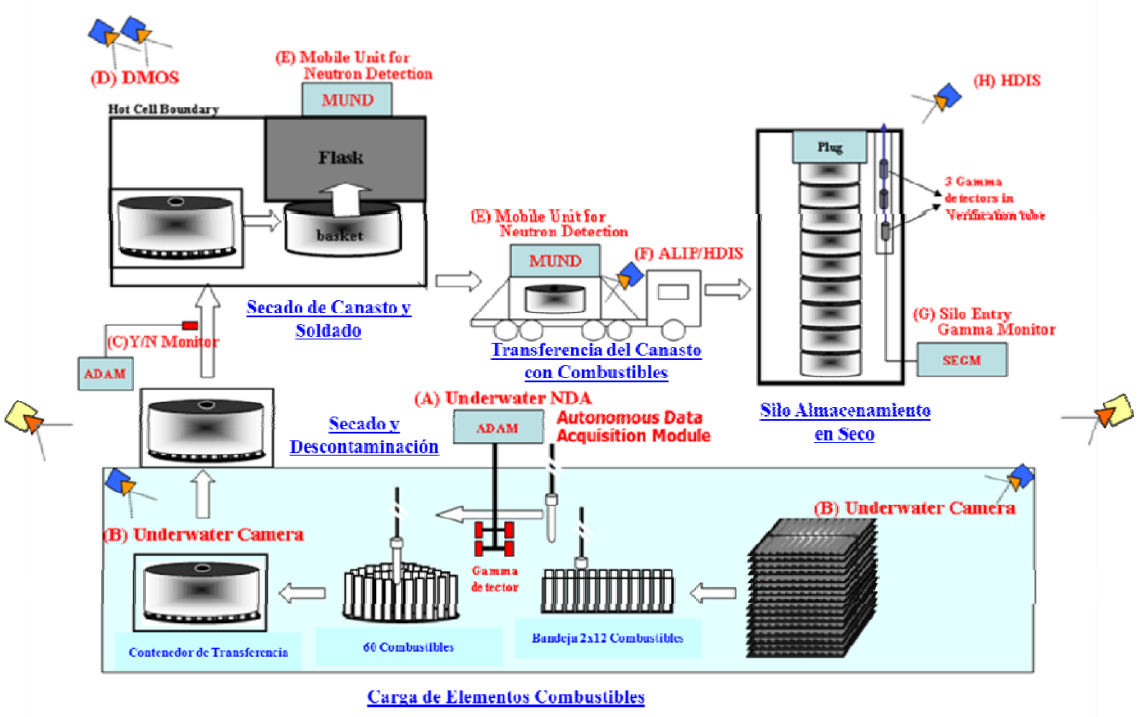


Figura 2. Esquema general del sistema UMS

El esfuerzo involucrado en la aplicación de salvaguardias en la CNE ha evolucionado con los años, disminuyendo los tiempos de permanencia de los inspectores y por consiguiente reduciendo el riesgo radiológico asociado. Un resumen de la evolución del esfuerzo de inspección para campañas ASECQ en la instalación es representado en la Tabla 1.

Tabla 1. Evolución del esfuerzo de inspección para campañas ASECQ

Esfuerzo de inspección anual correspondiente a dos campañas de 90 días			
	1993-1998	**1998-2014**	**2015-**
Inspectores permanentes	2 ABACC, 2 OIEA, 2 ARN	1 ABACC, 1 OIEA, 1 ARN	-
Actividades en Zona controlada - Piletas	Verificación Visual Mediciones Aplicación de sellos (contención y vigilancia) Había operaciones simultáneas => 6 inspectores todos los días	Verificación Visual Mediciones Aplicación de sellos (contención y vigilancia) No había operaciones simultáneas => 3 inspectores todos los días	- - - 3 inspectores hasta 12 días durante cada campaña (de 3 meses)
Transferencia a Silos	Acompañamiento de la transferencia y medición gama	Acompañamiento de la transferencia y medición gama	-
Silos	Aplicación de sellos (al menos 9 veces por silo) Retiro de sellos (al menos 8 veces por silo) Fingerprint	Aplicación de sellos (al menos 9 veces por silo) Retiro de sellos (al menos 8 veces por silo) Fingerprint	Aplicación de sellos (1 vez por silo) Reubicación de detectores cuando fuera necesario Fingerprint
Esfuerzo de inspección total por año (sólo campañas ASECQ)	555 d/h[a] (dos campañas de 3 meses c/u) Promedio 95-98	278 d/h (dos campañas de 3 meses c/u) Promedio 98/2014	< 72 d/h (dos campañas de 3 meses c/u)

[a] *[d/h], unidad de medida del esfuerzo de inspección expresada en días/hombre.*

3.2. Central Nuclear Juan Domingo Perón (Atucha I – CNA I)

La Central Nuclear Atucha I es un reactor de potencia de recarga en servicio de diseño Siemens-KWU de 363 MW de potencia eléctrica bruta. Utiliza combustible de uranio levemente enriquecido (0,85 % de concentración en el isótopo U-235) y agua pesada como refrigerante y moderador. Se encuentra en operación desde 1974, siendo la primera central nuclear puesta en servicio en América Latina.

Cada elemento combustible está compuesto por 37 barras activas y tiene una longitud aproximada de 5,3 m. Después de dejar el núcleo, los combustibles son almacenados en piletas

para enfriamiento y decaimiento radiactivo. A los fines de reducir el esfuerzo de verificación, las piletas se encuentran bajo vigilancia óptica mediante cámaras, que son revisionadas cada 3 meses durante las inspecciones interinas de salvaguardias. Los servidores de las cámaras y del sistema contador de Elementos Combustibles Quemados, se encuentran ubicados en ZC junto a las piletas. Como es de práctica común dicho acceso debe ser coordinado a fin de contar con los permisos, el acompañamiento y los Elementos de Protección Personal (EPP) apropiados, incluido el control dosimétrico. Un esquema de la ubicación de los sistemas de salvaguardias de contención y vigilancia puede apreciarse en la figura 3.

Medidas de contención adicionales son aplicadas en la compuerta de grandes componentes, dentro de zona controlada, en donde hay aplicados sellos metálicos y TLDs. Estos sellos se remplazaban en cada inspección interina. A partir de 2014, se acordó realizar esta actividad sólo durante la Verificación de Inventario Físico (VIF) anual, reduciendo las actividades y el tiempo de permanencia en ZC durante las inspecciones.

Una observación importante, es que debido a que el almacenamiento de elementos combustibles en piletas se realiza en dos niveles, la verificación de los mismos en el nivel inferior, representa un desafío adicional. Para ello, se utiliza una cámara sumergible especialmente diseñada para ser utilizada en condiciones de presión y campos de radiación.

Está previsto trasladar los servidores de las cámaras de pileta y del sistema contador de combustibles fuera de zona controlada, lo que disminuiría la exposición radiológica de los inspectores de salvaguardias durante las inspecciones.

Por otra parte, la Central Nuclear Atucha I, esta construyendo un sistema de almacenamiento de elementos combustibles irradiados en seco, con un diseño conceptual diferente al implementado por CNE.

La ARN y el operador están trabajando en forma conjunta para garantizar la aplicabilidad de las medidas de salvaguardias en la etapa de diseño (SBD). Posteriormente se negociará, con las agencias internacionales, el desarrollo de un sistema no atendido para verificar las transferencias de los elementos combustibles al sistema de almacenamiento, que permita minimizar el esfuerzo de inspección y el riesgo radiológico asociado.

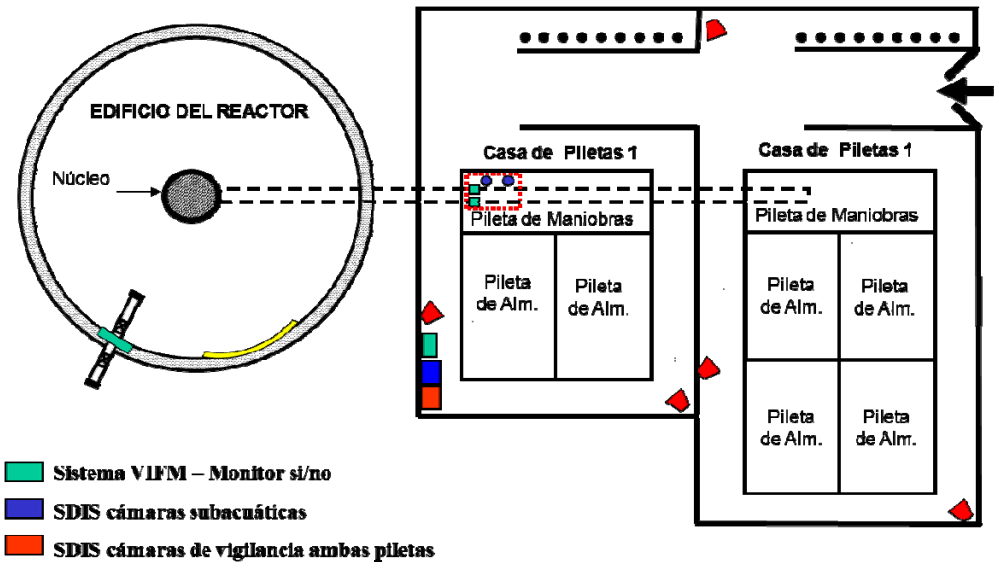


Figura 3. Esquema de ubicación de los sistemas de salvaguardias instalados en la CNA I

3.3. Central Nuclear Néstor Kirchner (Atucha II – CNA II)

La Central Nuclear Atucha II es un reactor de potencia de recarga en servicio de diseño Siemens-KWU de 745 MW de potencia eléctrica bruta. Utiliza combustible de uranio natural y agua pesada como refrigerante y moderador. Los elementos combustibles tienen características similares a los utilizados en la CNA I. Se encuentra en operación desde el año 2014.

Durante el proceso de licenciamiento de la Central Nuclear Atucha II, se ha llevado a cabo un análisis SBD, considerando la experiencia en CNA I. En base a este análisis, se ha eliminado la necesidad de ingreso a zona controlada para el retiro de información de servidores durante inspecciones rutinarias. Dichos servidores están fuera de zona controlada, ubicados en un edificio auxiliar. Además, a diferencia de la Central Nuclear Atucha I, los sellos aplicados a la compuerta de grandes componentes se encuentran por fuera del edificio del reactor, por lo que no es necesario el ingreso al mismo durante las inspecciones interinas.

Estas medidas permitieron reducir el esfuerzo de inspección de salvaguardias durante las inspecciones, además de reducir los riesgos radiológicos asociados. Un esquema de la ubicación de los sistemas de salvaguardias de contención y vigilancia puede apreciarse en la figura 4.

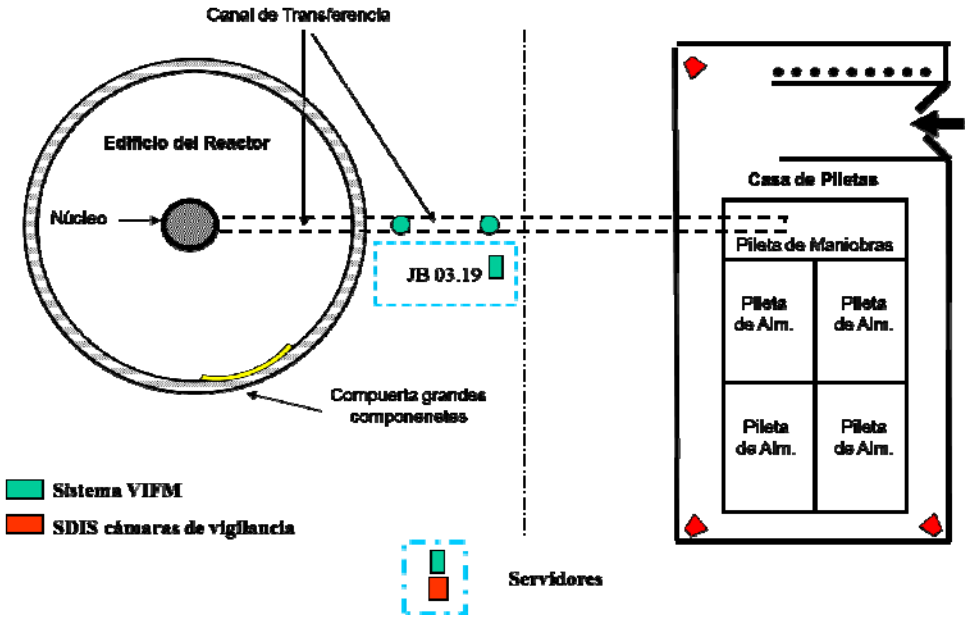


Figura 4. Esquema de ubicación de los sistemas de salvaguardias instalados en la CNA II

4. INSTALACIONES DE ALMACENAMIENTO DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES GASTADOS DE REACTORES DE INVESTIGACIÓN Y PRODUCCIÓN DE RADIOISÓTOPOS

El almacenamiento de elementos combustibles irradiados tipo MTR, es inicialmente realizado en piletas de decaimiento dentro de las instalaciones del reactor y próximas al núcleo del mismo. Lo cual facilita la verificación de los mismos con fines de salvaguardias, que se efectúa mediante la visualización del efecto Cherenkov a través de la observación directa, utilizando de un sistema de filtros ópticos apropiado, minimizando en consecuencia las dosis del personal involucrado.

La capacidad de almacenamiento en las instalaciones de los reactores es limitada. Por ello facilidades han sido diseñadas y construidas para alojar dichos combustibles. Por ejemplo el Depósito Central de Material Fisionable Especial Irradiado (DCMFEI), con un concepto de almacenamiento en pozos con agua en circulación, cumpliendo la función de blindaje. Todos los pozos cuentan con un tapón de plomo recubierto en acero. (fotografía 2 y figura 5).

Campañas de transferencia de elementos combustibles en los reactores de producción de radioisótopos, son realizadas una o dos veces por año según necesidades operativas y con una duración aproximada de una semana.

Fotografía 2. DCMFEI

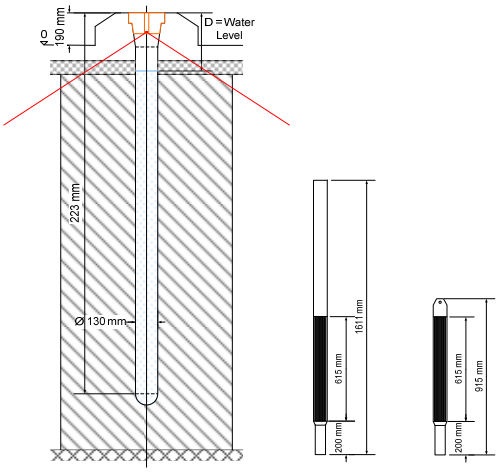


Figura 5. Esquema de pozo

Los criterios de salvaguardias para estas instalaciones, requieren el conteo de los ítems y la verificación por defectos groseros (presencia de material nuclear en el ítem), ya sea por detección de radiación gamma o visualización del efecto Cherenkov. Esta actividad debe ser realizada, sobre algunos seleccionados en forma aleatoria, al menos una vez por año.

Con el fin de reducir los esfuerzos de inspección y las dosis del personal involucrado en las actividades de salvaguardias se acordó, con la ABACC y el OIEA, implementar el concepto de ítems de difícil acceso en el año 1997. Para ello, los elementos combustibles gastados eran mantenidos bajo un sistema de contención dual (precintado con fibra óptica más un precinto metálico), que requería la verificación del combustible en la pileta del reactor, el acompañamiento de la transferencia (con el objetivo de mantener la continuidad del conocimiento) y finalmente la aplicación del sistema de contención dual mencionado. Adicionalmente es necesario efectuar la reverificación mediante conteo y ensayos no destructivos sobre algún ítem aleatoriamente seleccionado, una vez cada cuatro años.

Esta tarea presenta algunos problemas ya que los elementos combustibles gastados no siempre son visibles, debido a la turbidez del agua, tornando el conteo de los ítems bastante dificultoso. Por otra parte, la verificación introduciendo detectores involucra altas dosis cuando el pozo permanece abierto.

Se han presentado metodologías que evitan la verificación visual de los elementos combustibles. Se adaptó uno de los tapones, de forma tal de introducir un detector de CzTd de 500 mm^3 dentro del mismo, con una colimación adecuada para que el detector reciba radiación solo desde el pozo a ser medido. Este procedimiento permite identificar la presencia de uno o dos combustibles según su nivel de radiación y medir un perfil gama característico del ítem verificado (figura 6).

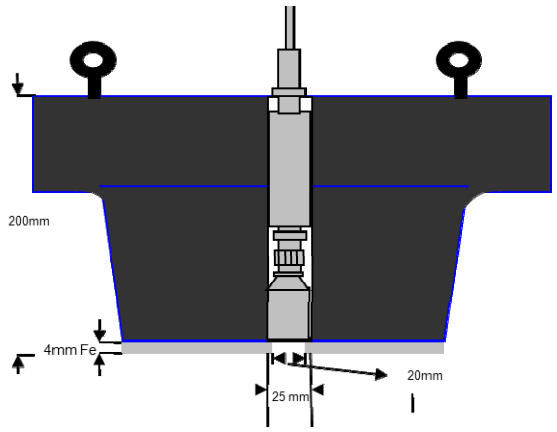


Figura 6. Esquema de Tapón adaptado con detector

Durante el año 2014 entro en operación una instalación para el almacenamiento de combustibles irradiados (FACIRI), con un concepto diferente de almacenamiento, que si bien es en vía húmeda, utiliza canastos en vez de pozos (ver figuras 7 y 8). Esta instalación permite realizar la verificación, ya sea visual o mediante detectores de radiación bajo agua. Para ello, en el marco de análisis de Salvaguardias por Diseño, la ARN, en cooperación con el operador de la instalación, se llevó a cabo modificaciones al diseño de la planta para efectuar la verificación de los materiales nucleares de forma menos intrusiva y reduciendo los riesgos de exposición de los inspectores de salvaguardias. Estas medidas incluyen el uso de cámaras de video en forma común con el operador y el montaje de un conducto estanco en la pileta de maniobras, el que permite la introducción de un detector de radiación en forma segura.

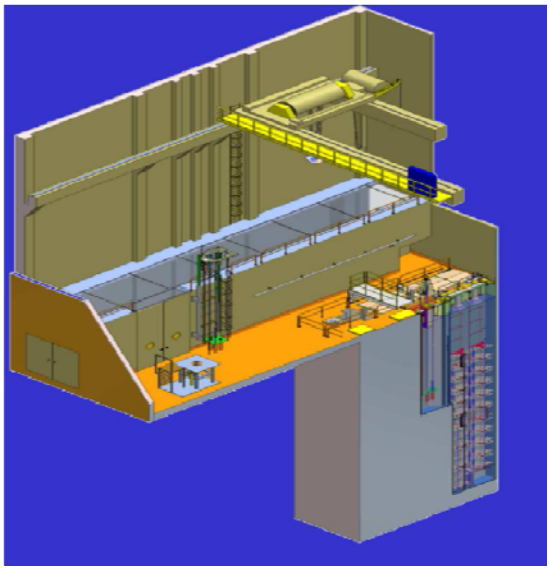


Figura 7. Esquema general de la instalación

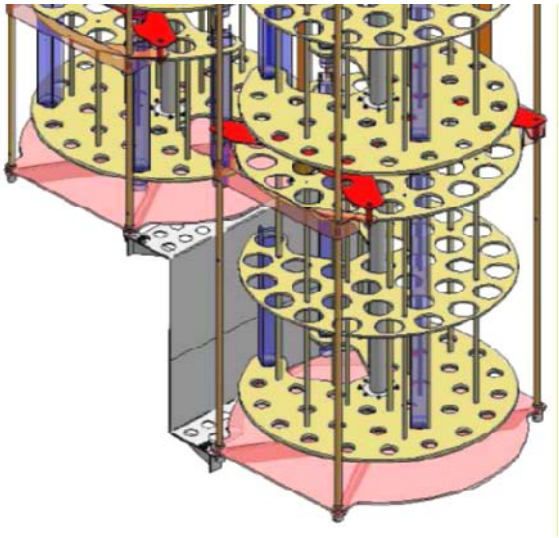


Figura 8. Detalle canastos

5. CONCLUSIONES

La aplicación de salvaguardias en instalaciones que manejan combustibles irradiados ha evolucionado a través del tiempo. En sus orígenes, se encontró condicionada por la

preexistencia de instalaciones en las cuales los requisitos de salvaguardias no fueron tenidos en cuenta durante la etapa de diseño, implicando un elevado esfuerzo en las tareas de verificación y por consiguiente mayor riesgo radiológico.

La aplicación de tecnología, el cambio de los enfoques de control y procedimientos aplicados a las instalaciones han reducido la necesidad de presencia física de los inspectores, en alguna de las actividades de control. Estas mejoras, muestran el compromiso de la ARN con la seguridad radiológica, introduciendo el concepto ALARA (As Low As Reasonably Achievable), minimizando en consecuencia las dosis del personal involucrado en las actividades de control de las salvaguardias.

Finalmente, concepto de Salvaguardias por Diseño, que fomenta la interacción temprana con los actores involucrados en el diseño de las nuevas instalaciones, permite optimizar las características del proyecto y los parámetros de proceso para asegurar que las obligaciones de salvaguardias puedan cumplirse, reduciendo los costos y el impacto en las operaciones normales de planta, disminuyendo significativamente los riesgos radiológicos asociados a las actividades de verificación de los materiales nucleares.

6. REFERENCIAS

1. “IAEA Safeguards Criteria”, IAEA, Edición 2009.

2. ABACC, IAEA, CNSC, “UMS Overwiew”, *Workshop sobre el Sistema Integrado para el Monitoreo No Atendido (VIFM-UMS)*, Rio de Janeiro, República Federativa del Brasil, 2011.

3. Novara O., “CNEA´s Experience in Handling an Storing Irradiated Fuel From Research Reactors”, *Technical Meeting on Lessons Learned in Spent Fuel Management*, Vienna, Austria, 8-10 July 2014.

4. Diaz G., Pardo L., Ferro J., Llacer C., Cristallini O., Renha G., “Verification of Spent Fuel Assemblies (MTR) in Storage Facilities”, *Institute of Nuclear Materials Management 52nd Annual Meeting*, USA, 2011.

5. Flores M., Furriel M., Novara O., Ratner M., Rojas Luppi V., Taboada N., “Start-Up of a New Storage Facility for Spent Fuel From Research Reactors at CNEA”, *Technical Meeting on Lessons Learned in Spent Fuel Management*, Vienna, Austria, 8-10 July 2014.

Gustavo Diaz
E-mail: gdiaz@arn.gob.ar

Leonardo Pardo
E-mail: lpardo@arn.gob.ar

Carlos Llacer
E-mail: cllacer@arn.gob.ar

Rafael Villamayor
E-mail: RVillamayor@arn.gob.ar

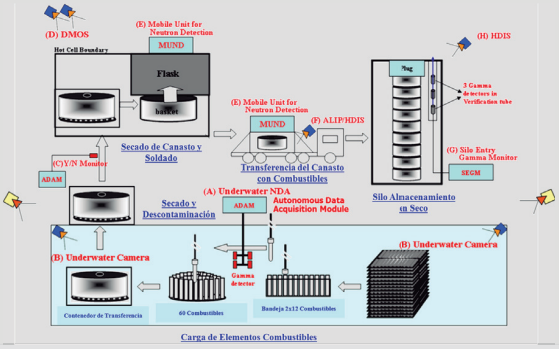
Implicancias radiológicas de la verificación de campañas de transferencia de elementos combustibles gastados

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – **ARGENTINA**

LA APLICACIÓN DE SALVAGUARDIAS PARA GARANTIZAR EL USO PACÍFICO DE LA ENERGÍA NUCLEAR CONSISTE EN UN CONJUNTO DE PROCEDIMIENTOS QUE TIENEN COMO FINALIDAD ASEGURAR QUE LAS ACTIVIDADES NUCLEARES NO SEAN DESARROLLADAS CON FINES NO AUTORIZADOS Y GARANTIZAR EL CUMPLIMIENTO DE LOS COMPROMISOS INTERNACIONALES DE NO PROLIFERACIÓN ASUMIDOS POR LA REPÚBLICA ARGENTINA.
LA EXPOSICIÓN RADIOLÓGICA EN LA VERIFICACIÓN DE LOS ELEMENTOS COMBUSTIBLES IRRADIADOS, PUEDE SER MINIMIZADA MEDIANTE EL USO DE DESARROLLOS TÉCNOLÓGICOS EN EL DISEÑO DE LOS ENFOQUES DE CONTROL.

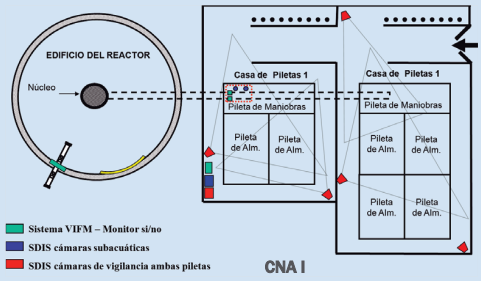
CENTRAL NUCLEAR EMBALSE

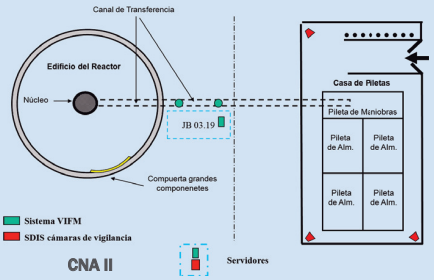
- Enfoque de verificación de las Transferencia EECC de Reactor a Piletas de Almacenamiento
  - Detectores para la descarga del combustible del núcleo y vigilancia óptica de las piletas de almacenamiento (evita la presencia de inspectores y actividades de reverificación en piletas).
- Almacenamiento en Seco de Elementos Combustibles Quemados
  - Sistema de monitoreo no atendido para la verificación de trasferencias de piletas de almacenamiento a silos (no requiere presencia de inspectores permanentes durante estas actividades, implica una significativa reducción del esfuerzo de inspección).



CENTRAL NUCLEAR PRESIDENTE JUAN DOMINGO PERÓN (CNA I) Y CENTRAL NUCLEAR PRESIDENTE DR. NÉSTOR CARLOS KIRCHNER (CNA II)

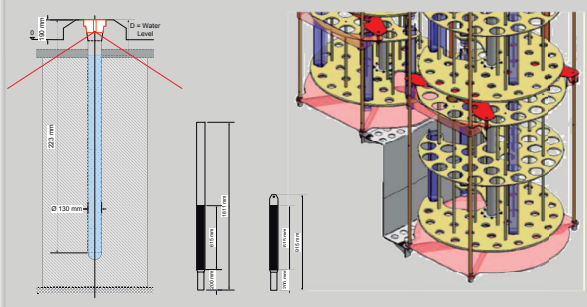
- Enfoque de verificación de las Transferencia EECC de Reactor a Piletas de Almacenamiento
  - Detectores para la descarga del combustible del núcleo y vigilancia óptica de las piletas de almacenamiento (evita la presencia de inspectores y actividades de reverificación en piletas).
  - En base a la experiencia en la aplicación de medidas de salvaguardias en la CNA I y un análisis de Salvaguardias por Diseño (SBD), la CNA II tiene un concepto diferente en las medidas de control implementadas, como ser reubicación de detectores y de servidores (minimizan la necesidad de ingresar a zona controlada durante las inspecciones de salvaguardias).





INSTALACIONES DE ALMACENAMIENTO DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES GASTADOS DE REACTORES DE INVESTIGACIÓN Y PRODUCCIÓN DE RADIOISÓTOPOS

- Reactores de Investigación y producción de radioisótopos
  - La verificación de los materiales nucleares es más simple que en los reactores de potencia y el inventario de material nuclear es menor.
- Facilidades de Almacenamiento de elementos combustibles irradiados
  - Actualmente hay en operación dos instalaciones para el almacenamiento de elementos combustibles irradiados, con conceptos de almacenamiento diferentes.
    El Depósito Central de Material fisionable Especial Irradiado (DCMFEI) y la Facilidad de Almacenamiento de Combustibles Irradiados de Reactores de Investigación (FACIRI). En esta última, fueron introducidos conceptos de Salvaguardias por Diseño, que han logrado reducir las actividades de verificación y los niveles de exposición de los inspectores. Entre estas medidas se pueden mencionar, la utilización de cámaras de video y facilidades estancas para la utilización de detectores de radiación.



DCMFEI

FACIRI

CONCLUSIONES

- En sus orígenes, la aplicación de salvaguardias, estaba condicionada por la preexistencia de instalaciones en las cuales los requisitos de salvaguardias no fueron tenidos en cuenta durante la etapa de diseño, implicando elevado esfuerzo en las tareas de verificación y por consiguiente mayor riesgo radiológico.
- La aplicación de tecnología, el cambio de los enfoques de control y procedimientos aplicados a las instalaciones han reducido la necesidad de presencia física de los inspectores y minimizando en consecuencia las dosis del personal involucrado en las verificaciones de salvaguardias.
- El concepto de Salvaguardias por Diseño, permite introducir mejoras en la etapa temprana del diseño de nuevas instalaciones, reducir el impacto en las operaciones normales de planta, el esfuerzo de inspección y por consiguiente los riesgos radiológicos asociados a las actividades de verificación de los materiales nucleares.

Información Técnica y Gráfica Institucional
SUBGERENCIA COMUNICACIÓN INSTITUCIONAL

www.arn.gob.ar

Actividades del Laboratorio de Dosimetría Física de la Autoridad Regulatoria Nuclear

Discacciatti, A.; Carelli, J.; Menchaca, I.;
Ferrufino, G.; Reyes, M. y Astrada, R.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 abril de 2015

ACTIVIDADES DEL LABORATORIO DE DOSIMETRÍA FÍSICA DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR

Discacciatti, A.[1]; Carelli, J.; Menchaca, I.; Ferrufino, G.; Reyes, M. y Astrada, R.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

El objetivo de este trabajo es presentar las actividades que desarrolla el Laboratorio de Dosimetría Física (LDF) de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN).

El LDF está formado por el Laboratorio de Calibración (LC) y el Laboratorio de Dosimetría por Termoluminiscencia (LDT). En el LC se realizan las calibraciones de los equipos portátiles de medición de dosis de la ARN para radiación alfa, beta, gamma y neutrones. Para ello cuenta con fuentes calibradas en tasa de dosis (^{137}Cs para gamma y ^{252}Cf, ^{252}Cf moderado y ^{241}AmBe para neutrones) y en actividad superficial (^{241}Am, ^{14}C, ^{36}Cl, ^{90}Sr^{90}Y, ^{137}Cs y ^{60}Co). Este laboratorio se encuentra acreditado frente al Organismo Argentino de Acreditación (OAA) desde el año 2008 bajo la norma ISO 17025[1].

En el LDT se realiza la dosimetría personal de los agentes de la ARN, de los inspectores del Organismo Internacional de Energía Atómica y de la Agencia Brasileño-Argentina de Contabilidad y Control de Materiales Nucleares y a los participantes de las carreras de especialización en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear que se dictan en la ARN. El LDT Realiza el monitoreo ambiental de la Central Nuclear Atucha, de la Central Nuclear Embalse y de los centros atómicos Bariloche y Ezeiza, ubicados en la Argentina, con el objetivo de evaluar la tasa de dosis efectiva gamma. El LDT se encuentra en la etapa final de acreditación bajo de la norma ISO 17025 [1].

El LDF es organizador de intercomparaciones de dosimetría personal y de campo para neutrones y para fotones (estas últimas son coorganizadas junto con la Comisión Nacional de Energía Atómica). El LDF además participa en las tareas de mediciones y evaluaciones de campos de radiación en el medio ambiente y en ambientes laborales en el marco de la protección radiológica de las centrales nucleares y en conjunto con cuerpo de inspectores en las instalaciones reguladas por la ARN.

1. INTRODUCCIÓN

El Laboratorio de Dosimetría Física (LDF) pertenece a la Subgerencia Mediciones en Seguridad Radiológica de la Gerencia de Apoyo Científico Técnico de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) y se encuentra ubicado en el Centro Atómico Ezeiza (CAE) en la República Argentina. La misión principal del LDF es la medición de la dosis de radiación por métodos físicos. En el LDF funciona el Laboratorio de Calibración (LC) y el Laboratorio de Dosimetría por Termoluminiscencia (LDT). En el LC se realizan las calibraciones de los detectores de dosis portátiles para fotones y neutrones, las calibraciones de los detectores de contaminación superficial y la medición de campos de radiación en instalaciones reguladas por la ARN (para radiación beta, gamma y neutrones). En el LDT se realiza la dosimetría personal de los agentes de la ARN. El LDF además lleva a cabo intercomparaciones de dosimetría personal y de área para fotones y

[1] E-mail del autor: adiscacciatti@arn.gob.ar

neutrones, la capacitación de los agentes de la ARN en el área dosimetría física y el dictado de clases en los cursos de posgrado de la ARN. La estructura del LDF se presenta en la Figura 1.

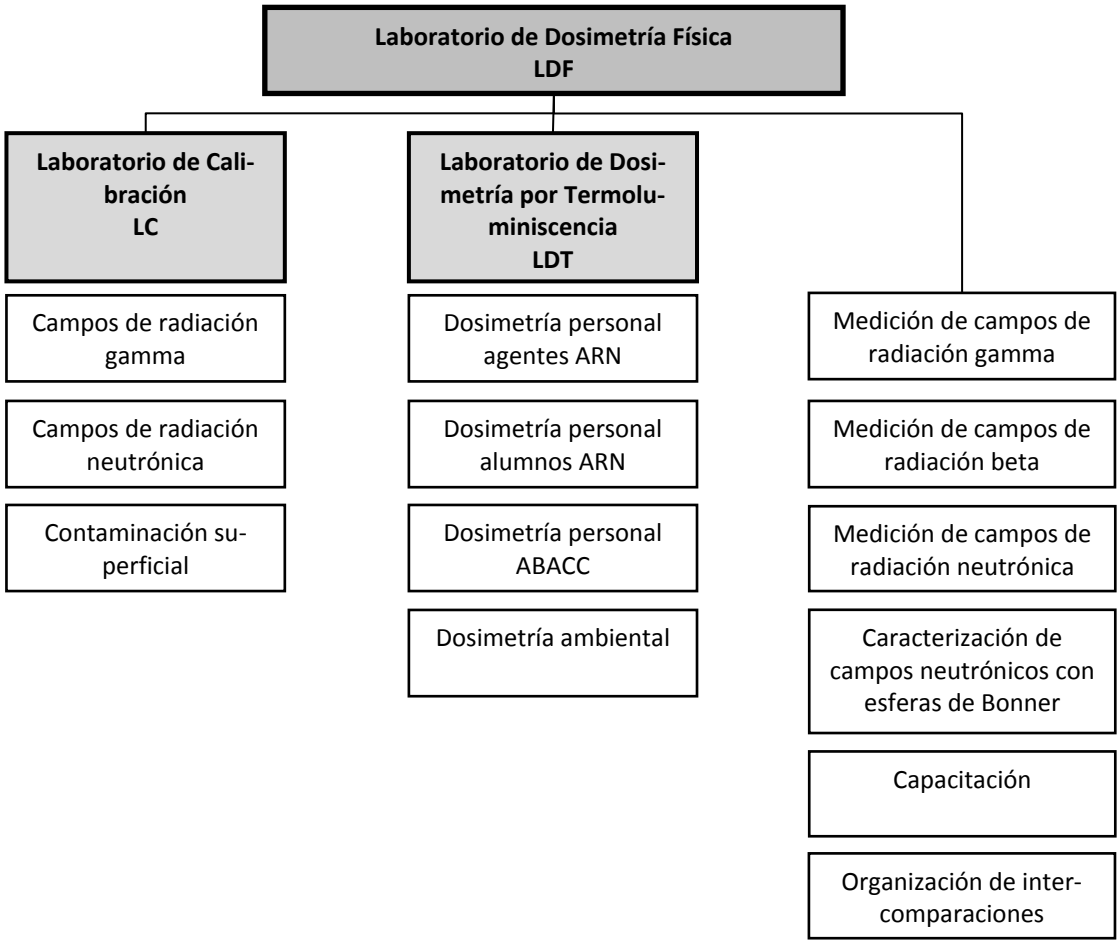


Figura 1: Estructura del LDF

2. LABORATORIO DE CALIBRACIÓN (LC)

2.1 Alcance

Los métodos de calibración empleados están descriptos en el documento IAEA SRS 16 [2]. El LC tiene el siguiente alcance:

- ✓ Calibraciones de equipos de medición de campos de radiación gamma con ^{137}Cs, en un rango de tasa de dosis comprendido entre 16 mSv/h y 0,04 mSv/h para las magnitudes kerma en aire, equivalente de dosis personal, equivalente de dosis ambiental y exposición.
- ✓ Calibración de equipos de medición de campos de radiación neutrónica con fuentes de ^{241}Am-Be, ^{252}Cf y ^{252}Cf-moderado en los rango de dosis establecidos en la Tabla 1 para la magnitudes equivalente de dosis personal y equivalente de dosis ambiental.

- ✓ Calibración de los equipos de medición de contaminación superficial para radiación alfa, beta y gamma para los radionucleidos establecidos en la Tabla 2.

En la Figura 2 se ilustran las fuentes de calibración superficiales del LC. En la Figura 3 se muestra el número de equipos calibrados por el LC en los últimos 4 años y en las Tablas 3, 4 y 5 se detallan los equipos que se calibraron. Los usuarios principales son los agentes de la ARN, sin embargo, también se realizan calibraciones para entidades oficiales como Prefectura Naval Argentina y la Policía Federal de acuerdo al convenio de cooperación vigente suscrito con fecha 30 de Diciembre de 1997.

Tabla 1. Rango de tasa de H*(10) de las fuentes de neutrones utilizadas en el LC

Fuente	Rango de tasa de equivalente de dosis ambiental, H*(10) (al 11/07/2013)
^{252}Cf	1 mSv/h – 50 µSv/h
$^{252}Cf + D_2O$	300 µSv/h – 10 µSv/h
$^{241}Am\text{-}Be$	300 µSv/h – 10 µSv/h

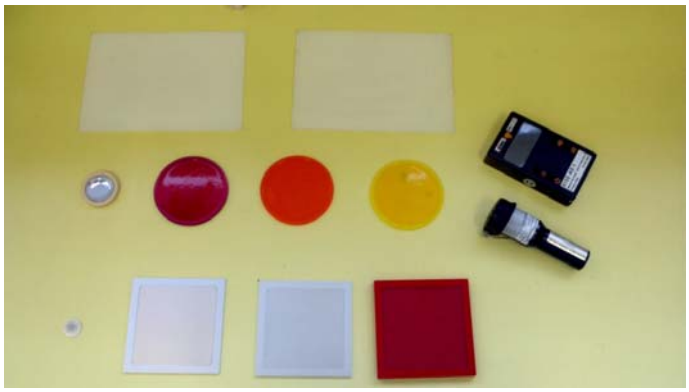


Figura 2. Fuentes superficiales del LC

Tabla 2. Fuentes superficiales de calibración del LC

Radionucleido	Fabricante	Forma y dimensión	Actividad superficial (al 10/02/15) [Bq · cm^{-2}]	Emisividad superficial (al 10/02/15) [s^{-1} · cm^{-2}]
^{241}Am	Comisión Nacional de Energía Atómica	Plana rectangular 294 cm^2	no calibrada en actividad	3,4 (alfa)
^{241}Am	Laboratoire de Metrologie des Rayonnements Ionisants	Plana circular 5,1 cm^2	61	30 (alfa)
^{241}Am	Eckert & Ziegler	Plana circular 4,6 cm^2	665	289 (alfa)
^{14}C	Laboratoire de Metrologie des Rayonnements Ionisants	Plana circular 62,2 cm^2	1067	49 (beta)
^{14}C	Eckert & Ziegler	Plana rectangular 100 cm^2	36	14 (beta)
^{36}Cl	Laboratoire de Metrologie des Rayonnements Ionisants	Plana circular 62,2 cm^2	248	50 (beta)
^{36}Cl	Eckert & Ziegler	Plana rectangular 100 cm^2	32	20 (beta)
$^{90}Sr^{90}Y$	Comisión Nacional de Energía Atómica	Plana rectangular 294 cm^2	no calibrada en actividad	7,2 (beta)
$^{90}Sr^{90}Y$	Laboratoire de Metrologie des Rayonnements Ionisants	Plana circular 62,2 cm^2	95	25 (beta)
$^{90}Sr^{90}Y$	Eckert & Ziegler	Plana rectangular 100 cm^2	26	30 (beta)
^{137}Cs	Eckert & Ziegler	Plana rectangular 100 cm^2	88	-
^{137}Cs	Laboratoire de Metrologie des Rayonnements Ionisants	Plana circular 62,2 cm^2	218	-
^{137}Cs	Laboratoire de Metrologie des Rayonnements Ionisants	Plana circular 62,2 cm^2	5	-
^{60}Co	Eckert & Ziegler	Plana rectangular 100 cm^2	31	-

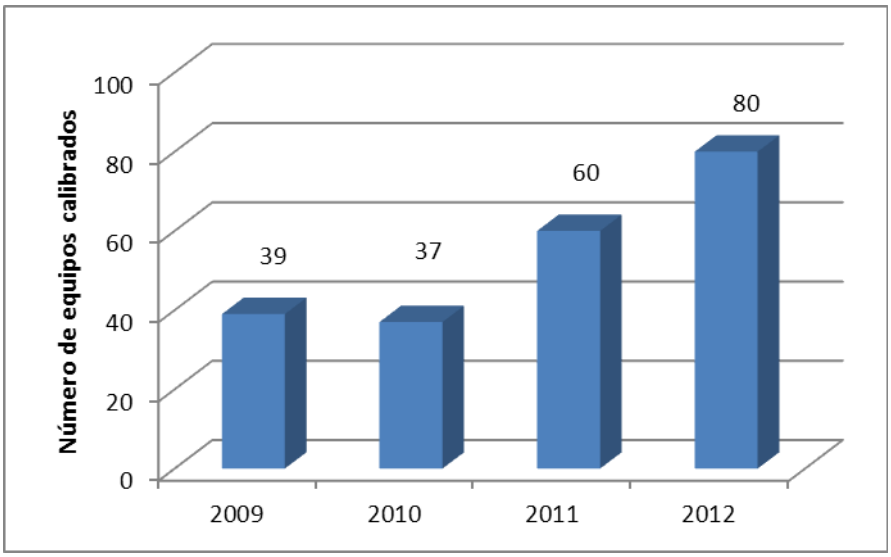


Figura 3. Número de equipos calibrados en el LC en los últimos 4 años

Tabla 3. Equipos de tasa de dosis gamma calibrados en el LC

Marca	Modelo
Automess	6150AD1 6150AD3 6150AD5, /H 6150AD15, /H 6150AD18 6150AD-b/H Teletector 6112B
Canberra	Babyline 81 Inspector 1000 ADM300SI
Thermo Scientific	Identifinder RadEye B20-ER RadEye G-10 Interceptor GNid +C EPD MK2+
Graetz	Telescope Probe Telescope Probe DE X5C Plus X5DE
Inovision	451P-RYR
Rados	RAD-60R
XRF	ICS-4000
Bicron	SWGM

Tabla 4. Equipos de contaminación superficial calibrados en el LC

Marca	Modelo
Automess	6150AD17 6150AD-k
Thermo Scientific	RadEye AB100
Canberra	AP100
Bicron	A50 AB50 B50

Tabla 5. Equipos de tasa de dosis neutrónica calibrados en el LC

Marca	Modelo
Thermo Scientific	Swendi-II
Ludlum	12-4
Berthold	LB 6411

2.2 Calibración de detectores de campos de radiación

La calibración de un equipo de medición de dosis (debida a radiación gamma o neutrónica) consiste esencialmente en la irradiación del mismo con una dosis o tasa de dosis conocida, el registro de la lectura del equipo y el cálculo de la respuesta, *R* con la expresión (1).

$$R = \frac{(M - M_0)}{Ref.e^{-\lambda t}} \quad (1)$$

Donde *R* es la respuesta, *M* es la lectura del equipo con la fuente expuesta, M_0 es la lectura del equipo del fondo, *Ref.* es el valor de referencia de la magnitud en la que se quiere calibrar, λ es la constante de decaimiento del radionucleido utilizado y *t* el tiempo transcurrido entre la calibración de la fuente y la calibración del equipo.

2.3 Calibración de detectores de contaminación superficial

La calibración de un equipo de medición de contaminación superficial consiste en la exposición del detector a una fuente de calibración cuya emisividad superficial (las partículas que emite por unidad de tiempo y de área) es conocida, el registro de la lectura del equipo y el cálculo del factor de calibración, *F* con la expresión (2). Estas mediciones se realizan a una distancia especificada con la ayuda de un set de separadores que permiten montar el conjunto que se ilustra en la Figura 4.

$$F = \frac{Ref.e^{-\lambda t}}{(M - M_0)} \quad (2)$$

Donde *F* es el factor de calibración, *M* es la lectura del equipo con la fuente expuesta, M_0 es la lectura del equipo del fondo, *Ref.* es el valor de referencia de la magnitud en la que se quiere calibrar, λ es la constante de decaimiento del radionucleido utilizado y *t* el tiempo transcurrido entre la calibración de la fuente y la calibración del equipo.

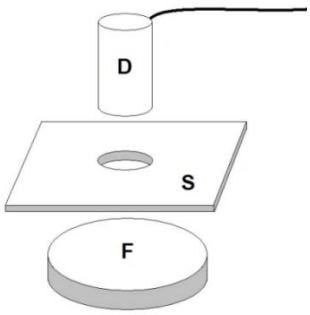


Figura 4. Conjunto Fuente (F) – Separador (S) – Detector (D)

3. LABORATORIO DE DOSIMETRÍA POR TERMOLUMINISCENCIA (LDT)

3.1 Introducción

La principal tarea del LDT es la de realizar la dosimetría personal de los agentes de la ARN. También realiza la dosimetría personal de los inspectores de ABACC y del OIEA que efectúan visitas periódicas en el CAE, como así también a los participantes en las diferentes especializaciones y cursos de protección radiológica y seguridad nuclear que se dictan en las instalaciones de la ARN.

En lo que respecta a la dosimetría personal, el LDT posee el equipamiento y competencias necesarias para evaluar las siguientes magnitudes de protección radiológica:

- Dosis equivalente personal de fotones Hp(10)
- Dosis equivalente personal de neutrones Hp(10)
- Dosis equivalente en extremidades Hp(0.07)

Otra de las funciones del LDT es la de efectuar la dosimetría ambiental alrededor de las instalaciones nucleares que se encuentran en el país, con el fin de evaluar la tasa de dosis efectiva. Dicha dosimetría se efectúa en las siguientes instalaciones:

- Centro Atómico Ezeiza
- Centro Atómico Bariloche
- Central Nuclear Embalse
- Central Nuclear Atucha I

3.2 Equipamiento e Insumos

Dosímetro Termoluminiscente (TLD)

El TLD es ampliamente utilizado para el monitoreo individual rutinario de la radiación externa y su funcionamiento se basa en el fenómeno de excitación producido por las partículas secundarias generadas por la radiación ionizante. Cuando la radiación incide sobre estos materiales algunos átomos de la red cristalina resultan excitados y no se desexcitan espontáneamente, sino que los electrones que fueron desalojados de sus órbitas quedan retenidos en niveles energéticos metaestables conocidos como “trampas” y la cantidad de estas trampas es directamente proporcional a la dosis de radiación recibida por el TLD. Los TLD son detectores pasivos e integradores que permiten realizar la determinación de dosis y discriminar las componentes de distintos campos de radiación.

El LDT utiliza detectores termoluminiscentes fabricados por la empresa THERMO, los cuales son conocidos comercialmente como TLD 700, TLD 600 y TLD 200. En la Tabla 6 se detalla las características de los mismos. El material del TLD's puede encontrarse en diferentes formas y tamaños, como se observa en la Figura 5.

Tabla 6. Detectores termoluminiscentes utilizados por el LDT

Tld	Material	Aplicación	Tamaño (pastilla)
TLD 700	^{7}LiF:Mg,Ti	Dosimetría gamma	3,2mm x 3,2 mm x 0,89 mm
TLD 600	^{6}LiF:Mg,Ti	Dosimetría de neutrones	3,2mm x 3,2 mm x 0,89 mm
TLD 200	CaF_2:Dy	Dosimetría ambiental	3,2mm x 3,2 mm x 0,89 mm

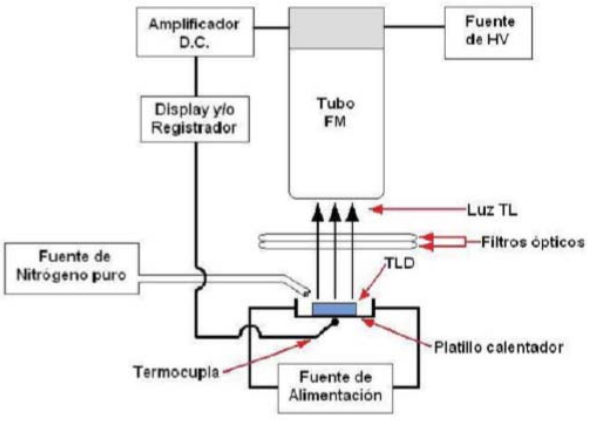
Lector de TLD

Es el instrumento empleado para calentar el TLD y para leer la información que este último proporciona. En la Figura 5 se presenta un diseño general del equipo. El TLD es colocado en una plancheta, a temperatura ambiente, que luego es calentado y la luz emitida por el TLD es captada por un tubo fotomultiplicador (FM). La muestra debe ser calentada por un circuito resistivo, por un gas inerte (N_2) caliente, o por un haz electromagnético intenso emitido por alguna lámpara o por cualquier otro medio.

El LDT posee dos lectoras de TLD marca THERMO, modelo HARSHAW 3500 (Figura 5), las cuales leen TLD's en forma de pastilla individualmente y utiliza nitrógeno para enfriar la plancheta una vez que se ha completado el ciclo de calentamiento. Debido a que el insumo Nitrógeno es esencial para asegurar una correcta lectura de los detectores, el mismo posee una pureza mayor al 99,995 %, cumpliendo así con los requerimientos del fabricante del lector.

a

b



c

Figura 5. a- Diferentes formatos de TLD's; b- Equipo lector de TLD Harshaw 3500 y c- Esquema general de un equipo lector de TLD

Fuente de irradiación

En primer lugar, antes de comenzar a utilizar los TLDs, se verifica la homogeneidad de los mismos bajo condiciones de irradiación de referencia. Este procedimiento se denomina *caracterización* de los TLDs. Este procedimiento de caracterización consiste en analizar la respuesta individual de cada cristal. A partir de tales datos se calculan los *coeficientes de corrección del elemento* (*ECC)*. Los ECC's serán utilizados posteriormente para realizar el cálculo de la dosimetría personal. Para la caracterización se utiliza una fuente de ^{137}Cs (Figura 5) que emite radiación gamma de 662 keV. La misma es trazable a patrones primarios.

La fuente de irradiación también se utiliza para calcular el Factor de Calibración del Lector (RCF en inglés) de TLD, el propósito de calibrar el lector es encontrar una relación entre la carga eléctrica obtenida en la medición directa del TLD y el valor de dosis al que fue irradiado. El RCF se calcula con la expresión (3).

$$RCF = \frac{\langle Q \rangle}{L} \tag{3}$$

Donde *RCF* es la respuesta del lector y <*Q*> es el valor medio de la carga leída de los dosímetros de calibración expuestos a una cantidad de radiación *L*.

Una vez caracterizado los TLD's y calibrado el lector, el software de lectura (se utiliza el WINREMS) calcula la dosis equivalente mediante la expresión (4).

$$Hp = \left(\frac{ECC * C}{RCF} \right) - F \tag{4}$$

Donde *Hp* es el equivalente de dosis; *C es* la lectura del dosímetro de campo; *ECC* es el coeficiente de corrección del TLD; *RCF* es el factor de calibración del lector y *F* es el valor de la dosis ambiental

Todas las calibraciones con la fuente de irradiación se realizan con los correspondientes fantomas ISO (Figura 5), tanto para dosis equivalente personal *Hp(10)* como dosis equivalente en extremidades *Hp(0.07)*.

Horno mufla

Como parte del proceso de lectura y preparación de los dosímetros personales, el LDT, siguiendo las recomendaciones del fabricante de los TLDs, utiliza 2 hornos muflas (Figura 6) para "poner en cero" los detectores, con el objetivo de borrar toda señal residual que puede haber quedado en ellos después del proceso de lectura en el equipo Lector.

Estos equipos son calibrados periódicamente para asegurar la confiabilidad de los mismos, en las temperaturas de 100°C y 400 °C, que son las temperaturas recomendadas por el fabricante para el borrado de los TLDs.

a b c

Figura 6. a- Fuente de irradiación de 137-Cs; b- Fantomas de irradiación ISO y c- Hornos mufla del LDT

4. MEDICIÓN DE CAMPOS DE RADIACIÓN

El LDF participa en las tareas de medición y evaluación de campos de radiación fotónica, electrónica y neutrónica en el marco de la protección radiológica de las centrales nucleares y demás instalaciones reguladas. Estas evaluaciones abarcan al público, a los trabajadores profesionalmente expuestos y al ambiente de trabajo. Para ello posee un conjunto de equipos portátiles de medición de dosis, de tasa de dosis y de flujo de partículas. En la Tabla 6 se detalla el equipamiento del LDF para realizar las mediciones de dosis. Estos equipos se ilustran en la Figura 7.

Entre las prácticas reguladas por la ARN se encuentran la medicina nuclear, la tomografía por emisión de positrones, la radioterapia con aceleradores lineales de electrones y con bombas de cobalto, la gammagrafía industrial, el uso industrial de fuentes, las actividades de producción en instalaciones clase I y la actividad nuclear en general. En todas ellas se realiza una evaluación de la dosis debida a radiación gamma, beta y neutrónica con el objeto de verificar el grado de cumplimiento de los requerimientos de la ARN.

Tabla 6. Equipos portátiles utilizados por el LDF

Marca	Modelo	Aplicación
CANBERRA	BABYLINE 81	Dosis gamma
CANBERRA	INSPECTOR 1000	Dosis gamma Neutrones Espectrometría gamma
AUTOMESS	6150AD1	Dosis gamma
AUTOMESS	6150AD3	Dosis gamma
AUTOMESS	6150AD5/H	Dosis gamma
AUTOMESS	6150AD-15/H	Dosis gamma
AUTOMESS	6150AD-18/H	Dosis gamma
AUTOMESS	6150AD-b/H	Dosis gamma
BERTHOLD	6411 B	Dosis Neutrones
AUTOMESS	6150AD-k	Contaminación superficial
AUTOMESS	6150AD-17	Contaminación superficial

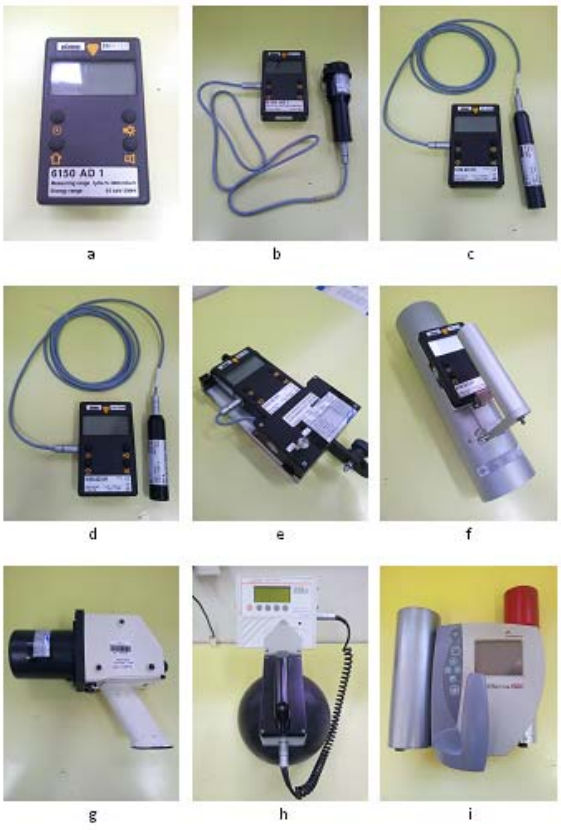


Figura 7. a- Automess 6150; b- Automess 6150 con sonda Automess 6150AD17; c- Automess 6150 con sonda Automess 6150AD18; d- Automess 6150 con sonda Automess 6150AD 15; e- Automess 6150 con sonda Automess 6150AD-k; f- Automess 6150 con sonda Automess 6150AD-b; g- Canberra Babyline 81; h- Berthold 6411 B e i- Canberra Inspector 1000.

Las mediciones se llevan a cabo en términos de tasa equivalente de dosis ambiental, H*(10), y la evaluación de dosis se realiza considerando los factores de uso y de ocupación. La dosimetría de campos gamma se realiza con detectores como el Automess 6150AD, Canberra Babyline 81, Canberra Inspector 1000, etc. La dosimetría beta se realiza con las sondas de flujo de partículas, como la Automess 6150AD17 o Automess 6150AD-k y la utilización de factores dosimétricos, de uso y de ocupación. En el caso de la dosimetría de neutrones se emplean los detectores Berthold LB 6411, SWENDI-2 y NM-2. También se utiliza el sistema de esferas de Bonner para determinar los espectros de tasa de fluencia de neutrones.

5. SISTEMA DE CALIDAD

Como parte del aseguramiento de la calidad, el LDF participa en intercomparaciones en forma rutinaria.

El Laboratorio de Calibración se encuentra acreditado por el Organismo Argentino de Acreditación bajo la norma IRAM 301 (ISO 17025). El alcance de la acreditación es para calibraciones de detectores de campos de radiación gamma y de contaminación superficial (Figura 8).

El Laboratorio de Dosimetría por Termoluminiscencia se encuentra en la fase final de acreditación bajo la norma IRAM 301 (ISO 17025) para la determinación del equivalente de dosis personal Hp(10) para fotones. Como parte de las tareas de implementación de esta norma, el LDT participa desde hace algunos años en las intercomparaciones realizadas por el grupo europeo

EURADOS (ASOCIACIÓN PARA EL FOMENTO DE LA INVESTIGACIÓN Y EL DESARROLLO Y LA COOPERACIÓN EUROPEA EN EL ÁMBITO DE LA DOSIMETRÍA DE LA RADIACIÓN IONIZANTE) para la magnitud en proceso de acreditación.

OAA
Organismo Argentino de Acreditación

Reconocido internacionalmente en los ámbitos de ILAC, IAF e IAAC

Av. Julio A. Roca 651 5° Sec. 8 y 9
(C1067ABB) Bs. As. Argentina
Telefax: 54-11 4349-3962 / 3 / 4
info@oaa.org.ar | www.oaa.org.ar

CERTIFICADO DE ACREDITACIÓN
DE LABORATORIO DE CALIBRACIÓN

Otorgado al laboratorio

Laboratorio de Dosimetría Física de la Gerencia Apoyo Científico Técnico de la Autoridad Regulatoria Nuclear

El Organismo Argentino de Acreditación acredita por el presente certificado que el **Laboratorio de Dosimetría Física de la Gerencia Apoyo Científico Técnico de la Autoridad Regulatoria Nuclear cumple con los requerimientos establecidos** por la Norma IRAM 301: 2005 equivalente a la Norma ISO / IEC 17025: 2005, los documentos del OAA para la acreditación de laboratorios de calibración, y los documentos aplicables de ILAC, **y reconoce su competencia para la realización de las calibraciones detalladas en el formulario F01-(DC-LC-01) adjunto, el cual es parte integrante del presente documento.**

LABORATORIO DE CALIBRACIÓN N° LC 029

Certificado válido desde:
23 de marzo de 2009

Certificado válido hasta:
22 de marzo de 2013

Secretario
Ing. Hugo A. Untersander

Presidente
Higinio B. Ridolfi

Lugar y fecha de emisión: Buenos Aires, 17 de abril de 2009.

Nota: El presente certificado no tendrá vigencia alguna sin el Alcance de la Acreditación, definido en el formulario F01-(DC-LC-01).

F134-(PG-SG-11) v3= F a) v-07-mayo-2008

Figura 8. Certificado de acreditación del LDF para su Laboratorio de Calibración

6. ORGANIZACIÓN DE INTERCOMPARACIONES

6.1 Dosimetría personal

El LDF organiza junto con el Centro Regional de Referencia para Dosimetría de la Comisión Nacional de Energía Atómica intercomparaciones de dosimetría personal de fotones para equivalente de dosis personal Hp(10) desde el año 1997. En este ejercicio de intercomparación participan todas las empresas privadas inscriptas en los registros del Ministerio de Salud de la Nación, que prestan servicio de dosimetría personal en el ámbito de nuestro país. También participan todos los laboratorios de organismos oficiales, provinciales y nacionales, que prestan servicio de dosimetría personal a sus trabajadores ocupacionalmente expuestos a las radiaciones ionizantes. Además, se cuenta con la participación de laboratorios de Latinoamérica. El objetivo de este ejercicio de intercomparación es proporcionar una herramienta objetiva para evaluar la capacidad de los servicios de dosimetría personal.

Las energías de irradiación en el último ejercicio de intercomparación son las siguientes:

- Radiación Gamma: Cs-137 y Co-60

El criterio de aceptación para un valor de dosis es el propuesto en la Norma IRAM-ISO 14146:2002 [3] y se expresa con la ecuación (5).

$$\frac{1}{1.5}\left(1-\frac{2\,H_0}{H_0+H_r}\right) \leq \frac{H_m}{H_r} \leq 1.5\left(1+\frac{H_0}{2\,H_0+H_r}\right) \qquad (5)$$

Donde H_r es el valor de dosis verdadero convencional; *Hm* es el resultado informado por cada laboratorio participante y *Ho* es el límite inferior de respuesta a dosis del sistema participante. Se consideran como válidos los resultados informados incluidos dentro de los límites establecidos por la expresión (5).

En la Figura 9 se presentan los resultados correspondientes al último ejercicio de intercomparación efectuado en el año 2013.

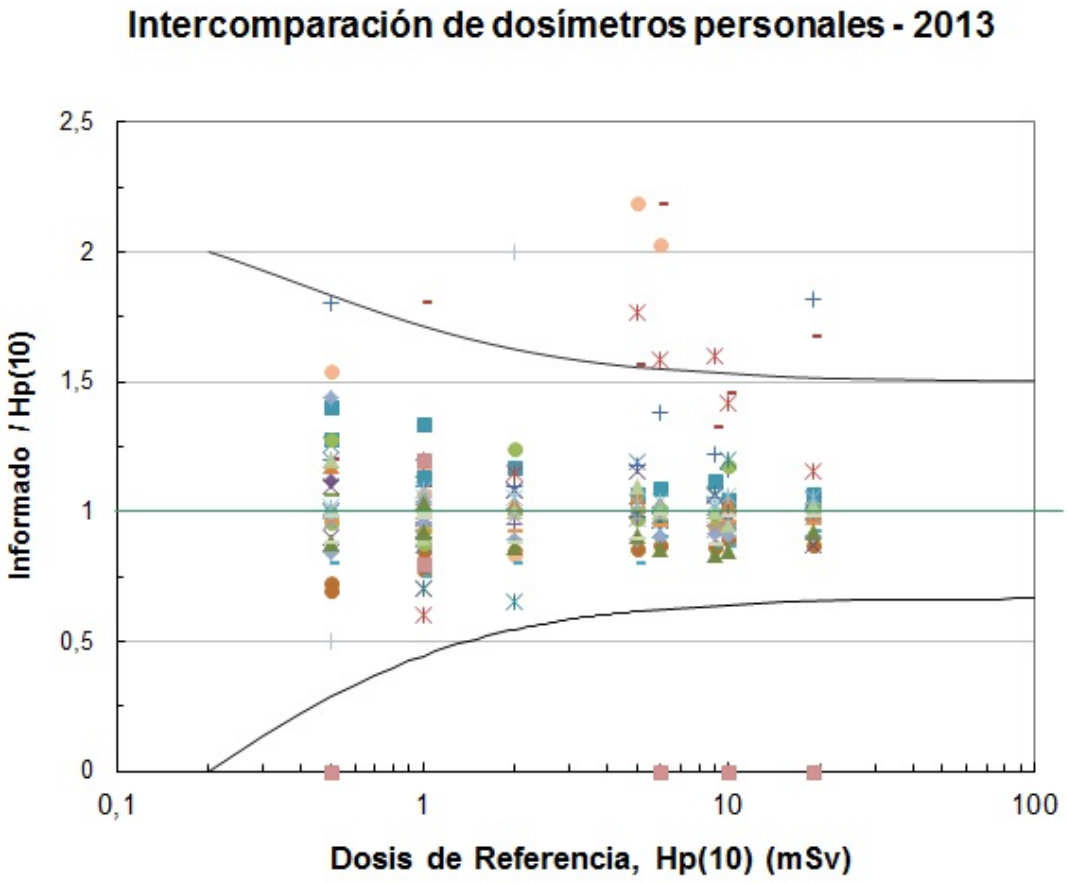


Figura 9. Resultados del ejercicio de intercomparación organizado por LDF – ARN y el CRRD - CNEA en el año 2013

6.2 Dosimetría de neutrones

Durante el año 2014 el LDF, a través del Laboratorio de Neutrones, organizó la Segunda Intercomparación Nacional de Dosímetros Personales de Neutrones. Las fuentes de neutrones seleccionadas fueron las estándar ISO ^{252}Cf; ^{252}Cf-moderado en agua pesada y ^{241}Am-Be. Fueron invitados a participar los servicios de dosimetría nacionales incluyendo a las centrales nucleares de potencia, a un laboratorio de la República de Colombia y al servicio de dosimetría de la misma ARN. Las irradiaciones fueron realizadas siguiendo los requerimientos de la norma ISO 8529. Se evaluaron los resultados conforme al documento IAEA Safety Guide Nro. RS-G-1.3, encontrando que el 33% de los servicios de dosimetría personal de neutrones son aceptables.

La magnitud a evaluar fue la equivalente de dosis personal Hp(10) de neutrones. En la Tabla 7 se detallan las dosis entregadas y en la Figura 10 el resumen de resultados.

Tabla 7. Fuentes y dosis Hp(10) de neutrones entregadas en la intercomparación

Calidad	Hp(10) de neutrones [mSv]		
^{252}Cf	1,1	1,9	3
$^{252}Cf + D_2O + Cd$	0,7	0,95	1,2
^{241}Am-Be	0,6	1	1,4

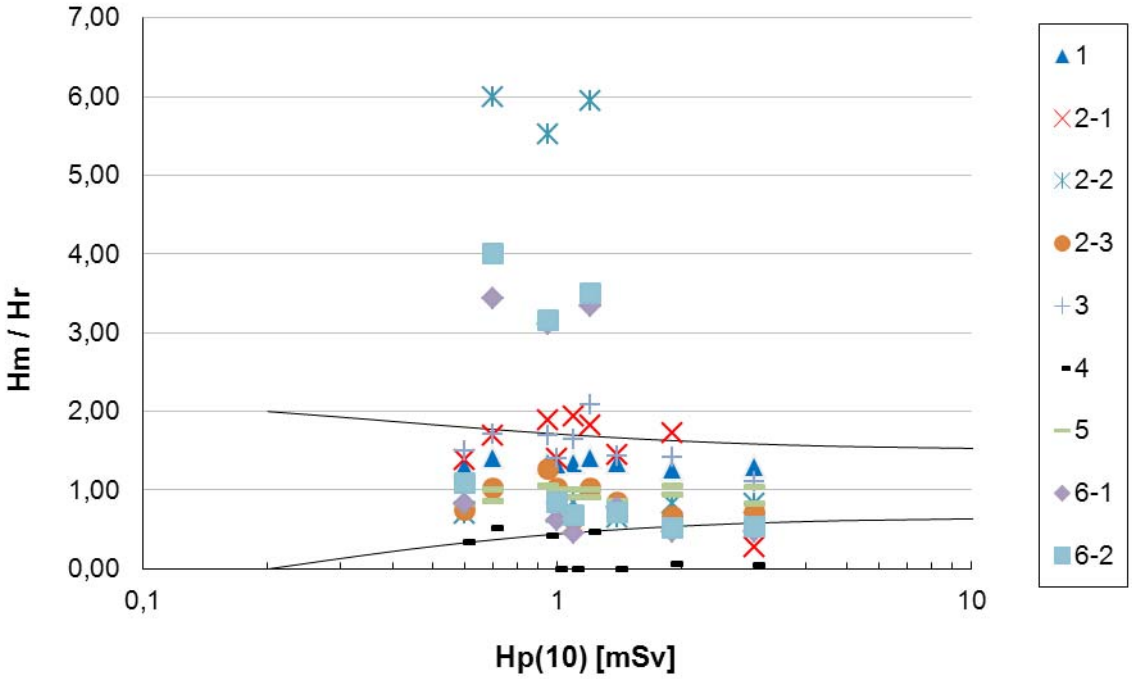


Figura 10. Respuestas de los participantes en todos los campos neutrónicos

7. CONCLUSIONES

El Laboratorio de Dosimetría Física (LDF), perteneciente a la Gerencia de Apoyo Científico de la Autoridad Regulatoria Nuclear tiene como función la medición de la dosis de radiación mediante métodos físicos. Para ello posee el personal y el equipamiento necesario para la determinación de los campos de radiación gamma, beta, neutrónica y la evaluación de la contaminación superficial. En el LDF funciona el Laboratorio de Calibración (LC) y el Laboratorio de Dosimetría por Termoluminiscencia (LDT). En el LC se realizan las calibraciones de los detectores de dosis portátiles para fotones y neutrones y las calibraciones de los detectores de contaminación superficial. Los métodos de calibración empleados están descriptos en el documento IAEA SRS 16 [2]. En el LDT se realiza la dosimetría personal de los agentes de la ARN y la dosimetría ambiental alrededor de las instalaciones nucleares que se encuentran en el país. El LDF participa en las mediciones y evaluaciones de campos de radiación en instalaciones reguladas por la ARN (para radiación beta, gamma y neutrones).

El LDF participa en el sistema de calidad de la Gerencia de Apoyo Científico con la acreditación bajo la norma ISO 17025 del LC y la implementación bajo la misma norma en el LDT.

8. REFERENCIAS

[1] Norma IRAM 301:2005 (ISO/IEC 17025:2005), Requisitos generales para la competencia de los laboratorios de ensayo y calibración.

[2] IAEA Safety Report Series N°16, Calibration of radiation protection monitoring instrument (2000).

[3] ISO 14146:2002 “Criterios y Límites de desempeño para la Evaluación periódica de laboratorios de servicio de Dosimetría personal para radiación X y Gamma”.

Adrián P. Discacciatti
E-mail: adiscacciatti@arn.gob.ar

Jorge Carelli
E-mail: jcarelli@arn.gob.ar

Ignacio Menchaca
E-mail: imenchaca@arn.gob.ar

Gabriel Ferrufino
E-mail: gferrufino@arn.gob.ar

Martín Reyes
E-mail: mreyes@arn.gob.ar

Rodrigo Astrada
E-mail: rastrada@arn.gob.ar

Actividades del Laboratorio de Dosimetría Física de la Autoridad Regulatoria Nuclear

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – ARGENTINA

Introducción

El Laboratorio de Dosimetría Física (LDF) pertenece a la Subgerencia Mediciones en Seguridad Radiológica de la Gerencia de Apoyo Científico Técnico de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) y se encuentra ubicado en el Centro Atómico Ezeiza en la República Argentina. La misión principal del LDF es la medición de la dosis de radiación por métodos físicos. En el LDF funciona el Laboratorio de Calibración (LC) y el Laboratorio de Dosimetría por Termoluminiscencia (LDT). El LDF además colabora con las mediciones de campos de radiación en instalaciones reguladas por la ARN (para radiación beta, gamma y neutrones), lleva a cabo intercomparaciones de dosimetría personal y de área para fotones y neutrones, y dicta clases en los cursos de posgrado de la ARN.

Laboratorio de Calibración

En el LC se realizan las calibraciones de los detectores de dosis portátiles de dosis para fotones y neutrones y las calibraciones de los detectores de contaminación superficial. Los métodos de calibración empleados están descriptos en el documento IAEA SRS 16. El LC tiene el siguiente alcance:

- ✓ Calibraciones de equipos de medición de campos de radiación gamma con ^{137}Cs, en un rango de tasa de dosis comprendido entre 15 mSv/h y 40 μSv/h para las magnitudes kerma en aire, equivalente de dosis personal, equivalente de dosis ambiental y exposición.
- ✓ Calibración de equipos de medición de campos de radiación neutrónica con fuentes de ^{241}Am-Be, ^{252}Cf y ^{252}Cf-moderado en un rango de tasa de dosis comprendido entre 1 μSv/h y 1 mSv/h para la magnitudes equivalente de dosis personal y equivalente de dosis ambiental.
- ✓ Calibración de los equipos de medición de contaminación superficial para radiación alfa, beta y gamma.

La calibración de un equipo de medición de dosis (debida a radiación gamma o neutrónica) consiste esencialmente en la irradiación del mismo con una dosis o tasa de dosis conocida y el cálculo de la respuesta. En el caso de los equipos de medición de contaminación superficial la calibración consiste en la exposición del detector a una fuente de calibración cuya actividad superficial es conocida y el cálculo del factor de calibración.

Laboratorio de Dosimetría por Termoluminiscencia

La principal tarea del LDT es la de realizar la dosimetría personal de los agentes de la ARN, de los inspectores de ABACC y del OIEA que efectúan visitas periódicas en el CAE y de los participantes en las diferentes especializaciones y cursos de protección radiológica y seguridad nuclear que se dictan en las instalaciones de la ARN.

El LDT evalúa las siguientes magnitudes de protección radiológica:

- ✓ Dosis equivalente personal de fotones Hp(10)
- ✓ Dosis equivalente personal de neutrones Hp(10)
- ✓ Dosis equivalente en extremidades Hp(0.07)

Otra de las funciones del LDT es la de efectuar la dosimetría ambiental alrededor de las instalaciones nucleares que se encuentran en el país, con el fin de evaluar la tasa de dosis efectiva. Dicha dosimetría se efectúa en las siguientes instalaciones:

- ✓ Centro Atómico Ezeiza
- ✓ Centro Atómico Bariloche
- ✓ Central Nuclear Embalse
- ✓ Central Nuclear Atucha I

El LDT posee dos lectoras de TLD marca THERMO (a), modelo HARSHAW 3500, las cuales leen TLD's en forma de pastilla individualmente (b). Se utilizan detectores termoluminiscentes de tipo TLD 700, TLD 600 y TLD 200. La fuente de calibración es de ^{137}Cs (c) y se irradia sobre fantomas ISO (d).

a - Lectora

b - TLD's

c – Fuente de calibración

d – Fantomas ISO

Capacitación

El LDF brinda charlas de capacitación y cursos de entrenamiento en temas relacionados con la dosimetría tanto a personal de la ARN como a integrantes de distintas instituciones. Las siguientes fotografías ilustran capacitaciones brindadas para inspectores de la ARN en la Central Nuclear Embalse, la Central Nuclear Atucha I y para integrantes de Prefectura Naval Argentina.

Medición de campos de radiación

El LDF opera en conjunto con los grupos de interés dentro de la ARN participando en la medición tanto de la dosis personal para público y para trabajadores profesionalmente expuestos como en las mediciones de dosis ambiental. Para ello posee un conjunto de equipos portátiles de medición de dosis, de tasa de dosis y de flujo de partículas. Las mediciones se llevan a cabo en términos de tasa equivalente de dosis ambiental, H*(10), y la evaluación de dosis se realiza considerando los factores de uso y de ocupación. La dosimetría de campos gamma se realiza con detectores como el Automess 6150AD, Canberra Babyline 81, Canberra Inspector 1000, etc. La dosimetría beta se realiza con las sondas de flujo de partículas, como la Automess 6150AD17 o Automess 6150AD-k y la utilización de factores dosimétricos, de uso y de ocupación. En el caso de la dosimetría de neutrones se emplean los detectores Berthold LB 6411, SWENDI-2 y NM-2. También se utiliza el sistema de esferas de Bonner para determinar los espectros de tasa de fluencia de neutrones.

Parte del equipamiento para medición de dosis del LDF

Personal del LDF en una caracterización de campos en el RA3

Sistema de calidad

El LC del LDF se encuentra acreditado por el Organismo Argentino de Acreditación bajo la norma IRAM 301 (ISO 17025). El alcance de la acreditación esta asociado a las tareas de calibración de detectores portátiles en dosis (gamma) y de contaminación superficial (alfa, beta y gamma). El LDT recibió recientemente las auditorías de acreditación con resultados satisfactorios por lo que se espera que en los próximos días se sume a la acreditación formal.

OAA

CERTIFICADO DE ACREDITACIÓN
DE LABORATORIO DE CALIBRACIÓN

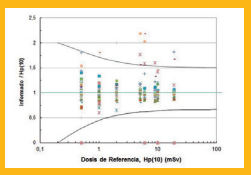
Laboratorio de Dosimetría Física de la Gerencia Apoyo Científico Técnico de la Autoridad Regulatoria Nuclear

Organización de intercomparaciones

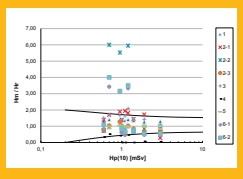
El LDF organiza junto con el Centro Regional de Referencia para Dosimetría de la Comisión Nacional de Energía Atómica intercomparaciones de dosimetría personal de fotones para dosis equivalente personal Hp(10) desde el año 1997. En este ejercicio de intercomparación participan todas las empresas privadas inscriptas en los registros del Ministerio de Salud de la Nación, que prestan servicio de dosimetría personal en el ámbito de nuestro país. También participan todos los laboratorios de organismos oficiales, provinciales y nacionales, que prestan servicio de dosimetría personal a sus trabajadores ocupacionalmente expuestos a las radiaciones ionizantes. Además, se cuenta con la participación de laboratorios de Latinoamérica.

El LDF organiza intercomparaciones nacionales de Dosímetros Personales de Neutrones. Las fuentes de neutrones seleccionadas son las estándar ISO ^{252}Cf; ^{252}Cf-moderado en agua pesada y ^{241}Am-Be. Son invitados a participar los servicios de dosimetría nacionales incluyendo a las centrales nucleares de potencia, y laboratorios regionales.

A continuación se detalla el resultado de la intercomparación de dosímetros personales de fotones de 2013 y la de dosímetros personales de neutrones de 2014.



Resultado de las intercomparaciones de dosímetros personales de fotones realizadas por el LDF 2013



Resultado de las intercomparaciones de dosímetros personales de neutrones realizadas por el LDF 2014

Conclusiones

El Laboratorio de Dosimetría Física (LDF), perteneciente a la Gerencia de Apoyo Científico de la Autoridad Regulatoria Nuclear tiene como función la medición de la dosis de radiación mediante métodos físicos. Para ello posee el personal y el equipamiento necesario para la determinación de los campos de radiación gamma, beta, neutrónica y la evaluación de la contaminación superficial. En el LDF funciona el Laboratorio de Calibración (LC) y el Laboratorio de Dosimetría por Termoluminiscencia (LDT). En el LC se realizan las calibraciones de los detectores de dosis portátiles para fotones y neutrones y las calibraciones de los detectores de contaminación superficial. Los métodos de calibración empleados están descriptos en el documento IAEA SRS 16 [2]. En el LDT se realiza la dosimetría personal de los agentes de la ARN y la dosimetría ambiental alrededor de las instalaciones nucleares que se encuentran en el país. El LDF colabora con las mediciones de campos de radiación en instalaciones reguladas por la ARN (para radiación beta, gamma y neutrones).

El LDF participa en el sistema de calidad de la Gerencia de Apoyo Científico con la acreditación bajo la norma ISO 17025 del LC y la implementación bajo la misma norma en el LDT.

Información Técnica y Gráfica Institucional
SUBGERENCIA COMUNICACIÓN INSTITUCIONAL

www.arn.gob.ar

Incertidumbres asociadas a la medición de la contaminación superficial

Discacciatti, A. y Menchaca, I.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 abril de 2015

INCERTIDUMBRES ASOCIADAS A LA MEDICIÓN DE LA CONTAMINACIÓN SUPERFICIAL

Discacciatti, A.[1] y Menchaca, I.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

El propósito principal de la medición de la contaminación superficial es la detección de la misma y la determinación de su extensión y sus características. Generalmente se realiza a través de la medición de un flujo de partículas. Esta medición sirve además para evaluar la actividad superficial y de esta manera verificar si se exceden los límites establecidos. Sin embargo, la inferencia de la actividad superficial depositada a partir de un conteo de partículas es en general una tarea compleja debido a la influencia de los siguientes factores: energía, esquema de decaimiento, distancia de medición, extensión y geometría de la contaminación, autoatenuación y retrodispersión. El objetivo del presente trabajo es evaluar las incertidumbres asociadas a los factores que influyen en la estimación de la actividad superficial.

Para llevar a cabo esta evaluación se midieron fuentes de calibración trazables a laboratorios primarios en las condiciones de trabajo esperables y se evaluó la influencia de la distancia fuente detector, la extensión de la contaminación, la retrodispersión en la propia fuente o en el soporte de la misma y la autoatenuación. Estas evaluaciones se realizaron para radiaciones alfa (con una fuente de ^{241}Am) y beta (con fuentes de ^{14}C, ^{36}Cl y ^{90}Sr^{90}Y).

1. INTRODUCCIÓN

En términos generales *contaminación* significa presencia de alguna sustancia no deseable. *Contaminación radiactiva* es la presencia de sustancias radiactivas sobre o dentro de seres vivos, objetos materiales o en el medio ambiente, cuyas concentraciones sean lo suficientemente elevadas como para alterar de manera indeseable sus propiedades normales. En este contexto, contaminación superficial es la presencia de sustancias radiactivas en la superficie de un objeto y se mide usualmente en Bq/cm^2.

Según el documento *IAEA Safety Standards Series N^o TR-S-1: Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material* [1] se denomina contaminación a la presencia de sustancias radiactivas sobre una superficie en cantidades que excedan 0,4 Bq/cm^2 para emisores beta, gamma y alfa de baja toxicidad o 0,04 Bq/cm^2 para todos los otros emisores alfa. Esta contaminación podrá ser transitoria o fija de acuerdo a que sea posible o no su eliminación de la superficie. El mismo documento define además valores tolerables de contaminación para los bultos de transporte que son 4 Bq/cm^2 para emisores beta, gamma y alfa de baja toxicidad o 0,4 Bq/cm^2 para todos los otros emisores alfa. En este caso, asociado solamente a la contaminación transitoria. La norma argentina *AR 10.16.1: Transporte de Materiales Radiactivos* [2] refleja los mismos valores.

Aunque estos valores tolerables están definidos numéricamente en las normas asociadas al transporte de materiales, radiactivos son adoptados por varias instalaciones como valores límite de trabajo en condiciones normales.

[1] E-mail del autor: adiscacciatti@arn.gob.ar

En el punto 2 se plantea la problemática general de la medición de la contaminación superficial. En el punto 3 se presenta el equipamiento utilizado en las mediciones de este trabajo. En los puntos 4, 5, 6 y 7 se discute la influencia de la distancia de medición, el área de la fuente, la retrodispersión y la autoatenuación respectivamente. En el punto 8 se analizan los datos y se estima la influencia conjunta de estos parámetros. Finalmente en el punto 9 se establecen las conclusiones.

2. MEDICIÓN DE LA CONTAMINACIÓN SUPERFICIAL

El propósito de la medición de la contaminación superficial es, en primer lugar, la detección de la contaminación en sí, es decir la determinación de su existencia, su extensión y sus características. En segundo lugar se pretende evaluar la actividad superficial con el objeto de verificar si excede los límites establecidos. Generalmente la primera parte se realiza con un detector que mide el flujo de partículas (cantidad de partículas por unidad de tiempo) y la segunda con la ayuda de un factor de calibración que relaciona este flujo de partículas con una actividad superficial.

En la norma *ISO 7503-1 - Evaluation of surface contamination - Part 1 - Beta-emitters (maximum beta energy greater than 0,15 MeV) and alpha-emitters* [3] se ilustran los caminos posibles para las partículas generadas en los decaimientos del material radiactivo que constituye la contaminación (Figura 1).

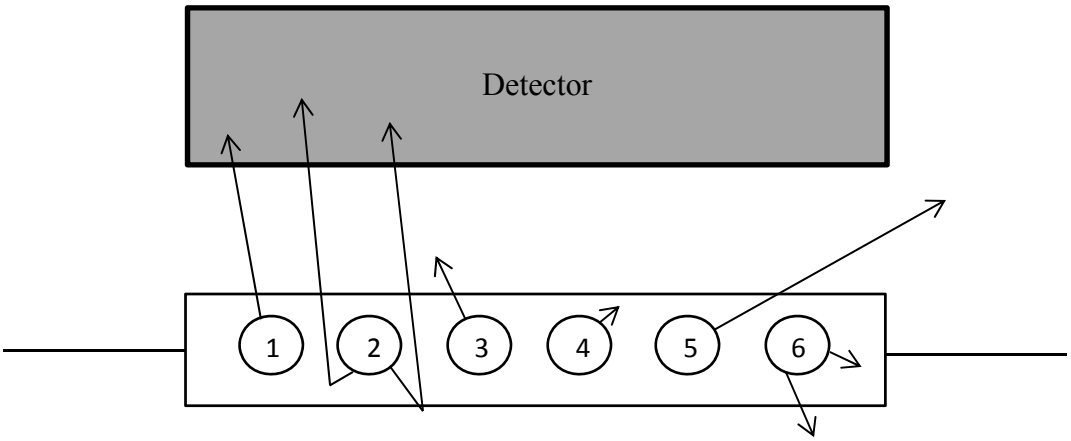


Figura 1. Vista transversal del conjunto fuente–detector

De acuerdo al destino de las partículas se pueden diferenciar seis grupos. Las que pertenecen al grupo 1 son aquellas partículas que alcanzan al detector directamente; las del grupo 2 son las que llegan al detector como producto de la dispersión en la misma fuente o en el soporte; las del grupo 3 son las que se emiten hacia arriba pero se absorben luego en el aire; las del grupo 4 son las que se emiten hacia arriba pero no logran salir de la fuente debido a la autoabsorción; las del grupo 5 son las que se emiten hacia arriba pero no alcanzan al detector por razones geométricas y las del grupo 6 son las que se emiten hacia abajo sin contar a las del grupo 2.

La inferencia de la actividad superficial depositada a partir de un conteo de partículas es en general una tarea compleja debido a la influencia de varios factores: energía, esquema de decaimiento, distancia de medición, extensión y geometría de la contaminación, autoatenuación y dispersión de la fuente. Tal análisis requiere un grado de esfuerzo que no es razonable abordar en el ámbito de la radioprotección dado que la medición de la contaminación provee información semicuantitativa sobre la cual se toman decisiones posteriores, por ejemplo: descontaminación.

El objetivo del presente trabajo es evaluar las incertidumbres asociadas a los factores que influyen en la estimación de la actividad superficial. Para el cálculo de incertidumbre se siguió el

modelo publicado en el documento *Evaluation of measurement data – Guide to the expression of uncertainty in measurement – BIPM JCGM 100:2008* [4].

3. EQUIPAMIENTO UTILIZADO

El trabajo se desarrolló en el Laboratorio de Dosimetría Física (LDF) de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Este laboratorio brinda el servicio de calibración de detectores de contaminación superficial al personal de la ARN para lo cual posee un conjunto de fuentes planas calibradas en actividad superficial y en emisión, trazables a laboratorios primarios. Estas fuentes, utilizadas para las mediciones, se ilustran en la Figura 2 y se detallan en la Tabla 1.

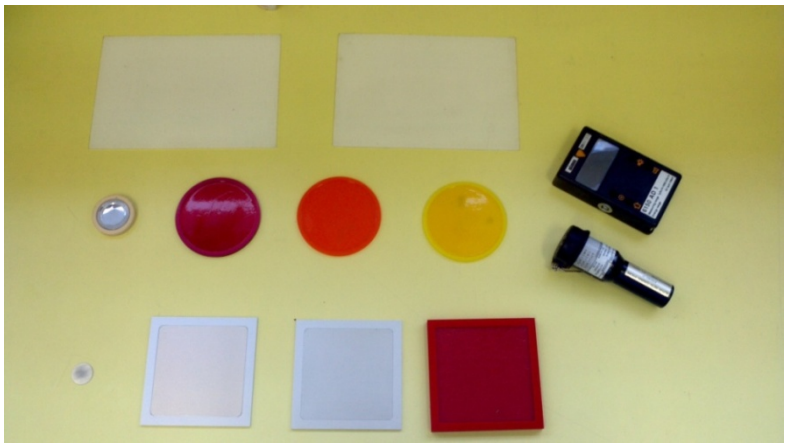


Figura 2. Fuentes superficiales del
Laboratorio de Dosimetría Física de la Autoridad Regulatoria Nuclear

Tabla 1. Fuentes superficiales de calibración del LDF de la ARN
(Fecha de referencia para actividad y emisividad: 7 de Junio de 2013).

Radionucleido	Fabricante	Forma y dimensión	Actividad superficial [Bq · cm^{-2}]	Emisividad superficial [s^{-1} · cm^{-2}]
^{241}Am	Comisión Nacional de Energía Atómica	Plana rectangular 294 cm^2	no calibrada en actividad	3,4 (alfa)
^{241}Am	Laboratoire de Metrologie des Rayonnements Ionisants	Plana circular 5,1 cm^2	61	30 (alfa)
^{241}Am	Eckert & Ziegler	Plana circular 4,6 cm^2	665	289 (alfa)
^{14}C	Laboratoire de Metrologie des Rayonnements Ionisants	Plana circular 62,2 cm^2	1067	49 (beta)
^{14}C	Eckert & Ziegler	Plana rectangular 100 cm^2	36	14 (beta)
^{36}Cl	Laboratoire de Metrologie des Rayonnements Ionisants	Plana circular 62,2 cm^2	248	50 (beta)
^{36}Cl	Eckert & Ziegler	Plana rectangular 100 cm^2	32	20 (beta)
^{90}Sr^{90}Y	Comisión Nacional de Energía Atómica	Plana rectangular 294 cm^2	no calibrada en actividad	7,5 (beta)
^{90}Sr^{90}Y	Laboratoire de Metrologie des Rayonnements Ionisants	Plana circular 62,2 cm^2	99	26 (beta)
^{90}Sr^{90}Y	Eckert & Ziegler	Plana rectangular 100 cm^2	28	32 (beta)

El equipo utilizado fue un Automess 6150AD1 con una sonda 6150AD-17. Esta sonda posee un contador Geiger-Müller con una ventana circular de mica (densidad 1,5 – 2 mg/cm^2) sensible a radiación alfa, beta y gamma. El diámetro de la ventana es 2,8 cm lo que equivale a un área de 6,2 cm^2 [5]. En la Figura 3 se ilustra la sonda utilizada.

Figura 3. Automess 6150AD-17 [6].

4. INFLUENCIA DE LA DISTANCIA FUENTE-DETECTOR

El número de partículas de la fuente que, siendo emitidas hacia arriba (grupos 1, 2, 3 y 5), alcanzan al detector depende en principio de la distancia entre el mismo y la fuente. Al aumentar la distancia, aumenta la fracción de partículas perteneciente al grupo 3 y al grupo 5 dado que aumenta la probabilidad de absorción en aire y escape por efecto borde respectivamente. Adicionalmente las partículas que aún lleguen al detector lo harán con menor energía cinética y serán detectadas con menos eficiencia. La norma ISO 7503-1 [3] requiere que la distancia entre el detector y la superficie sea la mínima practicable siempre teniendo en cuenta evitar tocar la superficie. Por otro lado la misma norma dice que las condiciones geométricas de la medición deben ser lo más parecido a las condiciones de la calibración. Las distancias de calibración para este tipo de detectores generalmente oscilan entre 3 mm y 12 mm dependiendo del tipo de radiación y su energía. Sin embargo, en el momento de la medición de una superficie en campo se esperan variaciones en esa distancia. Lo que se pretende cuantificar en este punto es cómo impactan esas variaciones en la lectura del instrumento y consecuentemente en la evaluación de la actividad superficial.
Se midieron las fuentes de calibración del LDF a diferentes distancias con la ayuda de un set de separadores que permitieron montar el conjunto que se ilustra en la Figura 4. El espesor del separador garantiza la distancia de medición.

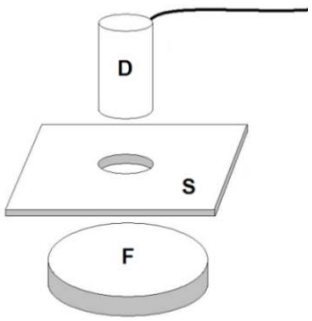


Figura 4. Conjunto Fuente (F) – Separador (S) – Detector (D)

En la Figura 5 se muestra la dependencia del flujo relativo de partículas con la distancia para las fuentes del LDF. N_o es el conteo de partículas en contacto y N el conteo a la distancia especificada. En la Tabla 2 se detallan los resultados de las mediciones y las incertidumbres relativas. Se formuló la hipótesis de que una persona bien entrenada puede medir la contaminación en un intervalo de distancias comprendido entre 3 mm y 9 mm. Se supuso una distribución rectangular [4] para la probabilidad de que la persona mida en este intervalo de distancias. Se tomó como referencia el valor de flujo a 6 mm. La varianza asociada a la distancia, u_d^2, se calculó con la expresión (1) y la incertidumbre relativa asociada a la distancia, $u_{d,r}$, con la expresión (2).

$$u_d^2 = \frac{(a_+ - a_-)^2}{12} \quad (1)$$

$$u_{d,r} = \frac{u_d}{x} \quad (2)$$

En estas expresiones a_+ es el valor de conteo a una distancia de 3 mm, a_- es el valor de conteo a una distancia de 9 mm y x el valor medio del conteo a 6 mm.

Tabla 2. Mediciones del flujo de partículas a diferentes distancias de las fuentes. La incertidumbre relativa asociadas a la distancia es $u_{d,r}$.

Fuente	**Contacto [s^{-1}]**	**3 mm [s^{-1}]**	**6 mm [s^{-1}]**	**9 mm [s^{-1}]**	**12 mm [s^{-1}]**	**$u_{d,r}$ [%]**
^{241}Am CNEA	3,73	3,06	2,14	1,46	0,76	21
^{241}Am LMRI	41,1	31,7	23,4	15,5	9,60	20
^{241}Am E&Z	332	264	181	124	52,2	21
^{14}C LMRI	52,9	42,2	30,7	24,4	19,0	16
^{14}C E&Z	11,8	9,32	7,01	4,57	3,25	20
^{36}Cl LMRI	140	118	100	81,8	67,5	11
^{36}Cl E&Z	45,2	34,5	25,7	21,0	17,3	14
^{90}Sr^{90}Y CNEA	19,5	14,8	11,9	9,18	6,91	14
^{90}Sr^{90}Y LMRI	81,0	68,7	59,3	46,9	38,1	11
^{90}Sr^{90}Y E&Z	75,5	59,0	47,3	35,1	27,9	15

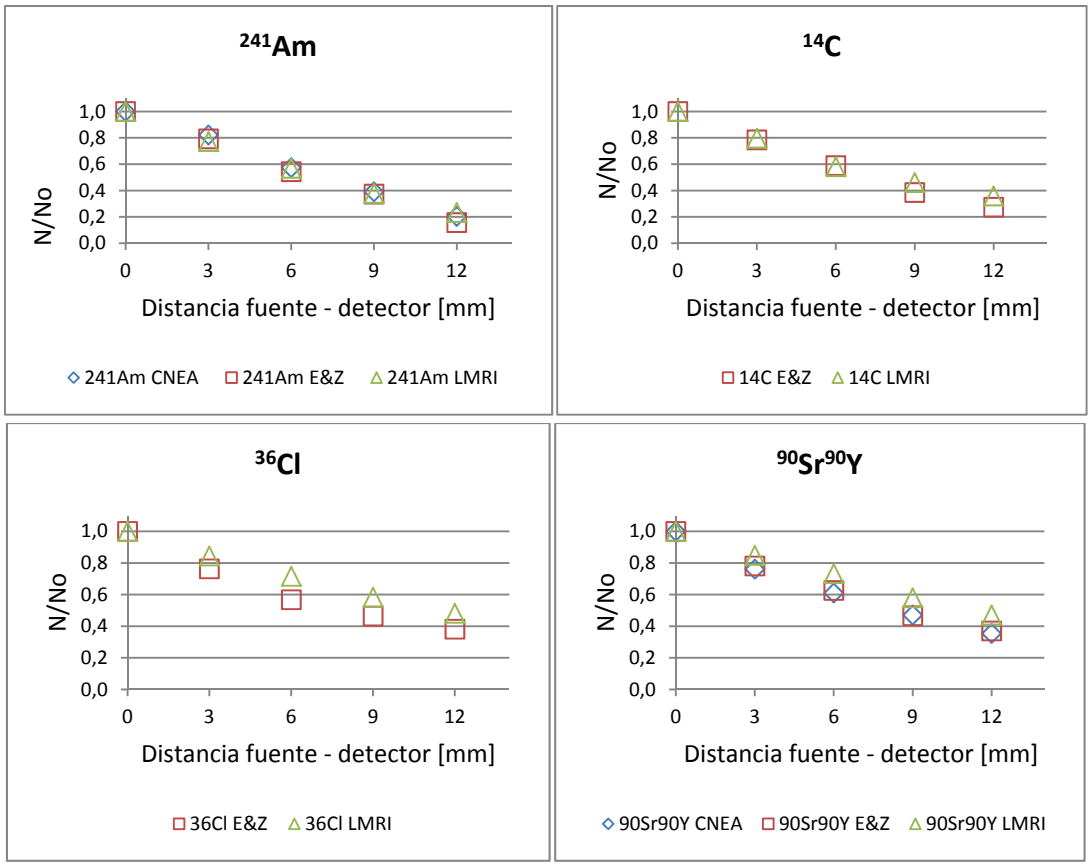


Figura 5. Flujo relativo de partículas (N/No) a 0 mm, 3 mm, 6 mm, 9 mm y 12 mm para las fuentes ^{241}Am, ^{14}C, ^{36}Cl y ^{90}Sr^{90}Y.

5. INFLUENCIA DEL ÁREA DE LA FUENTE

El área de la fuente afecta al conteo fundamentalmente a través de las partículas del grupo 5, es decir aquellas que son emitidas hacia el ángulo sólido superior pero que no alcanzan al detector por razones geométricas. Para contaminaciones cuyas áreas sean menores que la de detector, cuanto menor sea el área de las contaminación, menor será el número de partículas del grupo 5 dado que disminuye el efecto borde. El caso límite es una contaminación puntual (hot spot). En el caso de contaminaciones cuyas áreas sean similares o mayores al área del detector además se presenta otro grupo de partículas, llamadas grupo 5´, que son aquellas que no estando debajo del detector pueden alcanzarlo. Estos casos se ilustran en la Figura 6.

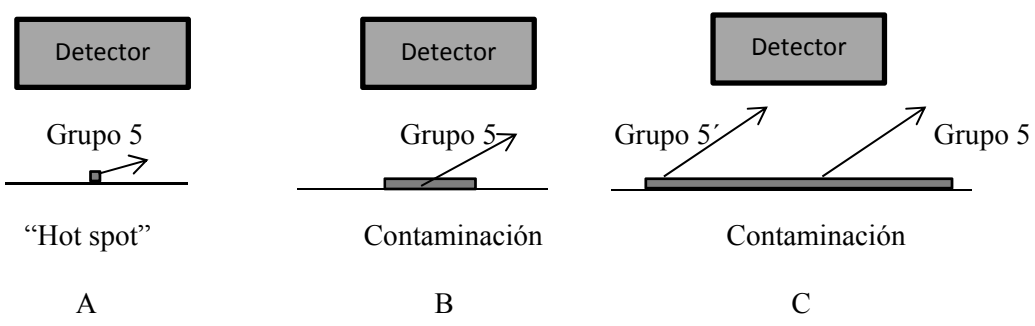
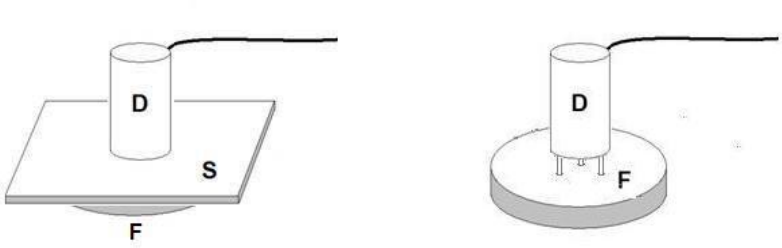


Figura 6. Diferentes áreas de contaminación en relación al área del detector

La norma *ISO 7503-1* [3] y el documento *IAEA SRS N° 16* [7] establecen que el área de la fuente de calibración debe ser igual o mayor que la del detector. Si esto no es posible, en [3] se permite el uso de fuentes menores hasta un mínimo de 100 cm^2. Por otro lado, los límites de contaminación establecidos en el documento *IAEA SRS N° TR-S-1* [1] y reflejados en la norma *AR 10.16.1* [2] están promediados en un área de 300 cm^2.

En el LDF se montaron los dispositivos descriptos en la Figura 7 para las mediciones de las fuentes en dos configuraciones. En primer lugar se utilizaron los separadores que dejan expuesta un área igual al área del detector (condición A) y en segundo lugar se quitaron los separadores manteniendo la distancia fuente–detector para que toda la fuente quede expuesta (condición B). En ambos casos la actividad superficial de la fuente es la misma. La distancia de referencia fuente-detector fue de 6 mm.



Condición A Condición B

Figura 7. Montaje fuente–detector en el caso que sólo queda expuesta un área igual que la del detector (A) y en el caso donde se expone toda la fuente (B).

Se supuso una distribución rectangular [4] para la probabilidad de que la contaminación esté entre las condiciones A y B. La varianza asociada al área de la fuente, u_a^2, se calculó con la expresión (3) y la incertidumbre relativa asociada al área de la fuente, $u_{a,r}$, con la (4).

$$u_a{}^2 = \frac{(a_+ - a_-)^2}{12} \tag{3}$$

$$u_{a,r} = \frac{u_a}{x} \tag{4}$$

En estas expresiones a_+ es el valor de conteo en la condición B, a_- es el valor de conteo en la condición A y x, el valor de conteo en la condición A (que se toma de referencia). En la Tabla 3 se detallan los resultados.

Tabla 3. Mediciones del flujo de partículas sobre fuentes de igual actividad superficial pero diferente área. La condición A es aquella en la que sólo queda expuesta un área igual que la del detector y la condición B en el caso donde se expone toda la fuente. La incertidumbre relativa asociadas al área de la fuente se denomina $u_{a,r}$.

Fuente	**Condición A** [s^{-1}]	**Condición B** [s^{-1}]	$u_{a,r}$ [%]
^{241}Am CNEA	2,14	2,17	0,5
^{14}C LMRI	30,7	36,1	5,0
^{14}C E&Z	7,01	7,98	4,0
^{36}Cl LMRI	100	123	6,7
^{36}Cl E&Z	25,7	35,2	10,7
^{90}Sr^{90}Y CNEA	11,9	16,0	9,9
^{90}Sr^{90}Y LMRI	59,3	68,1	4,2
^{90}Sr^{90}Y E&Z	47,3	62,0	9,0

6. INFLUENCIA DE LA RETRODISPERSIÓN

La variación en el conteo por la retrodispersión en la fuente o en el soporte de la misma es producida por el grupo 2 de partículas. Este fenómeno tiende a aumentar el conteo por lo que daría lugar a una sobreestimación de la contaminación. En la Figura 8 (extraída de la publicación [8]) se presentan los incrementos en el conteo de partículas debido a la retrodispersión para 4 radionucleidos emisores beta en función del número atómico del soporte.

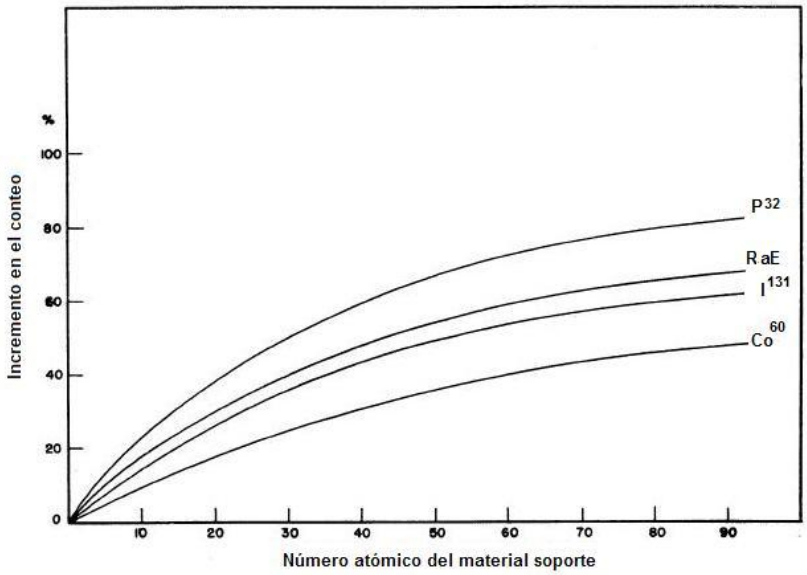


Figura 8. Incremento en el conteo de partículas por retrodispersión para varios radionucleidos en función del número atómico del soporte

Se observa un aumento de la retrodispersión con el aumento de la energía. Para soportes pesados se observan aumentos en el conteo de hasta un 80% para betas de alta energía (^{32}P; E_{max} = 1,7 MeV), 60% para betas de media energía (^{131}I, E_{max} = 0,606 MeV) y 50% para betas de baja energía (^{60}Co, E_{max} = 0,318 MeV). Para radiación alfa el efecto de la retrodispersión es despreciable.

Si no se conoce la densidad del soporte de la fuente se puede estimar la varianza de la actividad asociada a la retrodispersión, u_r^2, con la expresión (5), y la incertidumbre relativa asociada a la retrodispersión, $u_{r,r}$, con la expresión (6).

$$u_r{}^2 = \frac{(a_+ - a_-)^2}{12} \tag{5}$$

$$u_{r,r} = \frac{u_r}{x} \tag{6}$$

En estas expresiones a_+ es el valor de conteo con el soporte más pesado, a_- es el conteo sin soporte y x el conteo sin soporte. En la Tabla 4 se detallan los resultados.

Tabla 4. Incremento de conteo de partículas para soportes pesados. La incertidumbre relativa asociadas a la retrodispersión se denomina $u_{r,r.}$

Fuente	Incremento del conteo para soportes pesados	$u_{r,r}$ [%]
alfa	Despreciable	-
^{32}P	80%	23
^{131}I	60%	17
^{60}Co	50%	14

7. INFLUENCIA DE LA AUTOATENUACIÓN

En la norma ISO 7503-1 [3] se define como eficiencia de la fuente, ε_s, al cociente entre el número de partículas que salen de la fuente en la dirección del ángulo solido superior y la actividad de la misma.

$$\varepsilon_s = \frac{\text{grupo 1+ grupo 2 + grupo 3 + grupo 5}}{A} \tag{7}$$

La eficiencia de las fuentes reales (aquellas que no son de calibración) es muy difícil de estimar y puede variar hasta un orden de magnitud. En [3] se sugieren valores de referencia para las eficiencias de las fuentes si son desconocidas. Para contaminaciones con emisores beta cuya energía es $E_{\beta\ max} > 0{,}4$ MeV se establece una eficiencia $\varepsilon_s=0{,}5$. Si la energía está comprendida en el intervalo $0{,}15\ \text{MeV} < E_{\beta\ máx} < 0{,}4$ MeV, se establece una eficiencia $\varepsilon_s=0{,}25$. En el caso de los emisores alfa el establecimiento de valores de referencia para la eficiencia de la fuente es todavía más complejo dado que podría ser fácilmente cercano a cero. Se emplea un valor teórico $\varepsilon_s=0{,}25$. El uso de estos valores puede llevar a una subestimación importante de la actividad dado que la contaminación puede estar cubierta por capas más densas o de mayor espesor. Este punto refleja el pobre conocimiento que se tiene acerca de la constitución de la fuente y fortalece el carácter semicuantitativo de la medición de la contaminación superficial.

Una alternativa para estimar la autoatenuación de las fuentes reales es utilizar las eficiencias de las fuentes de calibración. Sin embargo, por un lado, nada garantiza que estas eficiencias sean similares a la de las fuentes reales y por otro lado, tampoco hay uniformidad en las eficiencias de las fuentes de calibración. En la Tabla 5 se detallan las eficiencias de las fuentes de calibración del LDF, las informadas por la empresa Automess y las sugeridas por la norma ISO 7503-1 [3]. Allí se observa la dispersión de valores incluso para un mismo radionucleido. Para radiación alfa se observa cierta homogeneidad en los valores de eficiencia ($\varepsilon_i \approx 0{,}5$) entre las fuentes del LDF y las de Automess. Para radiación beta se observa homogeneidad entre las fuentes LDF – E&Z, las de Automess y las sugeridas por ISO. Sin embargo se ven diferencias importantes con las fuentes ARN – LMRI. Al igual que los casos anteriores se supuso una distribución rectangular [4] para la probabilidad de que la eficiencia de las fuentes esté entre el valor mínimo y el máximo del laboratorio. La varianza asociada a la autoatenuación de la fuente, $u_{au}{}^2$, se calculó con la expresión (8) y la incertidumbre relativa asociada a la autoatenuación de la fuente, $u_{au,r}$, con la expresión (9).

$$u_{au}{}^2 = \frac{(a_+ - a_-)^2}{12} \tag{8}$$

$$u_{au,r} = \frac{u_{au}}{x} \tag{9}$$

En estas expresiones a_+ es la máxima eficiencia de la fuente, a_- la mínima y x, el valor medio de las eficiencias para cada radionucleido. En la Tabla 5 se detallan los resultados.

Tabla 5. Eficiencias de las fuentes del LDF, Automess y las sugeridas por la norma ISO 7503-1

Fuente	ε_s LDF		ε_s Automess	ε_s ISO 7503-1	$u_{au,r}$ [%]
^{241}Am	0,50 (LMRI)	0,44 (E&Z)	0,48	0,25	18
^{14}C	0,05 (LMRI)	0,39 (E&Z)	-	0,25	43
^{36}Cl	0,20 (LMRI)	0,63 (E&Z)	0,63	0,5	25
^{90}Sr^{90}Y	0,27 (LMRI)	0,58 (E&Z)	-	0,5	20

8. ANÁLISIS DE LOS DATOS

En los puntos 4, 5, 6 y 7 del presente trabajo se estimaron las incertidumbres relativas asociadas a los factores distancia, área, retrodispersión y autoatenuación respectivamente. Para analizar los resultados se formaron 4 grupos: radiación alfa, radiación beta de energía baja, radiación beta de energía media y radiación beta de energía alta. En la Tabla 6 se presenta un resumen de las incertidumbres relativas obtenidas y la incertidumbre expandida relativa, U_r, con un factor de cobertura k=2.

Tabla 6. Incertidumbres relativas e incertidumbre expandida relativa, U_r, con un factor de cobertura k=2

Radiación	$u_{d,r}$ [%]	$u_{a,r}$ [%]	$u_{r,r}$ [%]	$u_{au,r}$ [%]	U_r [%]
Alfa	21	Despreciable	Despreciable	18	55
Beta (energía baja)	18	5	23	43	104
Beta (energía media)	13	9	17	25	68
Beta (energía alta)	13	8	14	20	58

Para radiación alfa se obtiene un valor de 55% como incertidumbre expandida relativa. Sin embargo este cálculo se hizo en base a las autoatenuaciones de las fuentes de calibración. Una fuente de calibración se construye de manera de minimizar la autoatenuación y dada la gran absorción de las partículas alfa en pequeñas cantidades de material, estas fuentes de calibración no son representativas de las contaminaciones reales que se pretende evaluar. Por lo expuesto se espera que las incertidumbres asociadas a la autoatenuación para radiación alfa, y en consecuencia la incertidumbre total, sea mucho mayor en el caso de las fuentes reales dado que la eficiencia de una fuente alfa puede alcanzar valores cercanos a cero fácilmente.

Para radiación beta se obtienen valores de 104%, 68% y 58% como incertidumbre expandida relativa para los casos de energías bajas, medias y altas respectivamente. Se observa que la mayor fuente de incertidumbre está relacionada con la autoatenuación y, como en el caso de las partículas alfa, se espera que para las fuentes reales los valores de incertidumbre sean aún mayores.

Con respecto a la influencia del área de la fuente también se espera que la incertidumbre sea mayor en el caso de fuentes beta reales dado que en principio se desconocería el área contaminada.

9. CONCLUSIONES

Se realizaron mediciones de flujo de partículas de fuentes de calibración del LDF en diferentes configuraciones con el objeto de evaluar la incertidumbre asociada a la estimación de la conta-

minación superficial debida a la distancia, área, autoatenuación y retrodispersión de las fuentes. Los valores obtenidos para la incertidumbre expandida relativa (k=2) en la estimación de la actividad superficial son 55% para radiación alfa, 104% para radiación beta de energía baja, 68% para radiación beta de energía media y 58% para radiación beta de energía alta. Para radiación alfa las contribuciones más grandes a la incertidumbre corresponden a la autoatenuación y a la distancia. Dado que en este trabajo solo se midieron fuentes de calibración donde la autoatenuación esta minimizada, se espera que para fuentes alfa reales el valor de la incertidumbre asociada a la autoatenuación sea aún mayor. Para fuentes beta la mayor contribución a la incertidumbre proviene de la autoatenuación.

Estos resultados destacan la gran incertidumbre asociada a la estimación de la actividad superficial a partir de la medición del flujo de partículas con un instrumento portátil y pone en evidencia el carácter semicuantitativo de la misma. Por otro lado es el único método rápido del que se dispone para el monitoreo de rutina de los lugares en los que se trabaja con fuentes dispersables. Por lo tanto la evaluación de la contaminación superficial de esta forma es aceptable fundamentalmente con fines de radioprotección. Si el objetivo es la medición de la actividad superficial con mayor precisión se deberá aplicar un procedimiento que garantice una calibración en las mismas condiciones de la medición y se deberá contar con mayor conocimiento sobre la autoatenuación de la fuente, su área y el material en donde está dispersada.

10. REFERENCIAS

[1] *IAEA Safety Standards Series No. TR-S-1: Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (2005).*

[2] *Norma Argentina AR 10.16.1: Transporte de Materiales Radiactivos (2011).*

[3] *ISO 7503-1 - Evaluation of surface contamination - Part 1 - Beta-emitters (maximum beta energy greater than 0,15 MeV) and alpha-emitters (1988).*

[4] *Evaluation of measurement data – Guide to the expression of uncertainty in measurement – BIPM JCGM 100:2008.*

[5] *http://www.automess.de/Download/Prospekt_AD17k_E.pdf*

[6] *http://www.automess.de/Index_Frame_E.htm*

[7] *IAEA Safety Reports Series No. 16 - Calibration of radiation protection monitoring instruments (2000).*

[8] *Zumwalt, L.R. Absolute beta counting using end--window Geiger-Mueller counters and experimental data on beta-particle scattering effects. U. S. Atomic Energy Commission Report AECU-567 (1950).*

Adrián P. Discacciatti
E-mail: adiscacciatti@arn.gob.ar

Ignacio Menchaca
E-mail: imenchaca@arn.gob.ar

Incertidumbres asociadas a la medición de la contaminación superficial

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – ARGENTINA

RESUMEN

- El objetivo del trabajo es evaluar las incertidumbres asociadas a los factores que influyen en la estimación de la actividad superficial. Para llevar a cabo esta evaluación se midieron fuentes de calibración trazables a laboratorios primarios en las condiciones de trabajo esperables y se evaluó la influencia de:

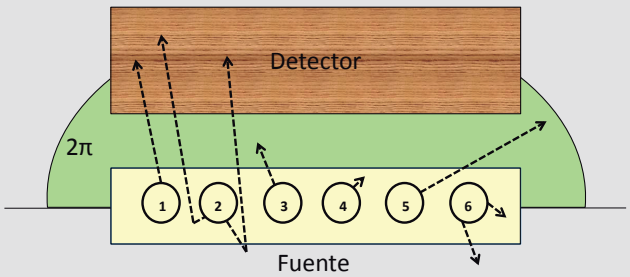
1. Distancia fuente-detector
2. Área de la fuente
3. Retrodispersión
4. Autoatenuación

Medición de la contaminación superficial

El propósito de la medición de la contaminación superficial es:

- Determinar su existencia, extensión y características.
- Verificar si excede los límites establecidos en las normas vigentes.

Grupos de partículas generadas en el decaimiento del material radiactivo que constituye la contaminación:



Equipamiento utilizado

El Laboratorio de Dosimetría Física de la Autoridad Regulatoria Nuclear posee un conjunto de fuentes planas calibradas en actividad superficial y en emisión.
Los radioisótopos usados fueron: ^{241}Am (alfa), ^{14}C, ^{36}Cl y ^{90}Sr^{90}Y (beta).
El detector utilizado fue un Geiger-Müller sensible a radiación alfa, beta y gamma.

FABRICANTES DE LAS FUENTES:

Comisión Nacional de Energía Atómica

cea

Eckert & Ziegler

Factores de influencia analizados

Para cuantificar la influencia de estos factores en la lectura del equipo y consecuentemente, en la evaluación de la actividad superficial, en todos los casos se consideró una distribución rectangular entre los valores límites del parámetro estudiado, por lo tanto, el cálculo de la varianza asociada a cada parámetro está dado por:

$$u^2 = \frac{(a_+ - a_-)^2}{12}$$

a_+ y a_- son las mediciones de la fuente en los casos extremos posibles

Y el cálculo de la incertidumbre estándar relativa:

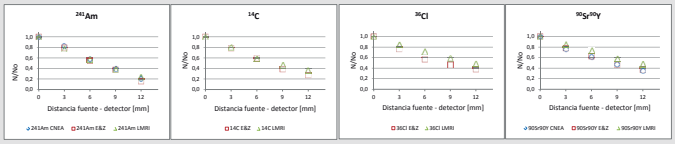
$$u_r = \frac{u}{x}$$

x es la medición de la fuente en el valor medio del intervalo a_+-a_-

1. Distancia fuente-detector

El aumento de la distancia fuente-detector disminuye el valor de la medición debido a:

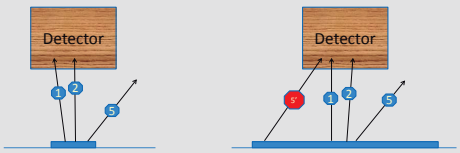
- Aumento relativo del grupo (3) y (5)
- Disminución de la energía del grupo (1) y (2)



Flujo relativo de partículas (N/No) a 0 mm, 3 mm, 6 mm, 9 mm y 12 mm para las fuentes ^{241}Am, ^{14}C, ^{36}Cl y ^{90}Sr^{90}Y

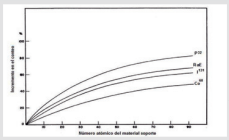
2. Área de la fuente

El área de la fuente afecta al conteo a través de las partículas del grupo 5'. Al aumentar el área de la fuente, aumenta el valor de la medición.



3. Retrodispersión

La retrodispersión en la fuente y/o en su soporte, tiende a aumentar el conteo resultando en una sobreestimación de la contaminación.



Incremento en el conteo de partículas por retrodispersión para varios radionucleidos en función del número atómico del soporte:

4. Autoatenuación

La eficiencia de las fuentes reales (e_s) es muy difícil de estimar.
En este trabajo se consideraron las eficiencias de las fuentes de calibración. Para fuentes reales, la incertidumbre asociada a la autoatenuación puede ser significativamente mayor.

$$\varepsilon_s = \frac{\text{grupo 1} + \text{grupo 2} + \text{grupo 3} + \text{grupo 5}}{A}$$

A: actividad de la fuente

RESULTADOS

Radiación	$u_{d,r}$ [%] (Distancia)	$u_{a,r}$ [%] (Área de la fuente)	$u_{r,r}$ [%] (Retrodispersión)	$u_{au,r}$ [%] (Autoatenuación)	Ur [%]
α	21	Despreciable		18(*)	55(*)
β (E_{max}=0,154 MeV)	18	5	23	43	104
β (E_{max}=0,71 MeV)	13	9	17	25	68
β (E_{max}=2,26 MeV)	13	8	14	20	58

(*) se espera que para fuentes alfa reales el valor de la incertidumbre asociada a la autoatenuación, y en consecuencia la incertidumbre total de la medición, sea aun mayor;
u: incertidumbre estándar relativa;
Ur: incertidumbre expandida relativa (k=2).

CONCLUSIONES

La estimación de la contaminación superficial, a través de la medición con instrumentos portátiles, tiene asociada una gran incertidumbre y refleja el carácter semicuantitativo de la misma. Para los fines de la radioprotección esta estimación es aceptable. La estimación de la actividad superficial será mas precisa si se conoce la autoatenuación y el área de la fuente, y el material en el que está montada.

Revisión de la protección radiológica ocupacional en medicina nuclear

Ermacora, M.G.; Di Giorgio, M.; Rojo, A.M.; Hortal, L.;
Roa, C.; Gossio, S.; Puerta, N.; Grassi, E.; Villella, A.;
Ponce, R.; Besada, H.; Equillor, H.; López, F.O.;
Lee Gonzáles, H.; Canoba, A. y Vicens, H.E.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 abril de 2015

REVISIÓN DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA OCUPACIONAL EN MEDICINA NUCLEAR

Ermacora, M.G.[1]; Di Giorgio, M.; Rojo, A.M.; Hortal, L.; Roa, C.; Gossio, S.; Puerta, N.; Grassi, E.; Villella, A.; Ponce, R.; Besada, H.; Equillor, H.; López, F.O.; Lee Gonzáles, H.; Canoba, A. y Vicens, H.E.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Considerando el uso extendido de las prácticas de Medicina Nuclear, y la importancia que reviste la radioprotección en esta aplicación de las radiaciones ionizantes, la Gerencia Seguridad Radiológica, Física y Salvaguardias (GSRFS) y la Gerencia Apoyo Científico y Técnico (GACT) acordaron realizar una revisión de la protección radiológica de los trabajadores en los Servicios de Medicina Nuclear (SMN), focalizándose en la utilización de ^{131}I para diagnóstico y/o tratamiento.

Los elementos utilizados en la evaluación fueron:

a) Datos disponibles en la ARN sobre los SMN, a partir de una encuesta realizada por la GSRFS, solicitando a cada SMN información sobre el número de trabajadores; radiofármacos, forma química y física (cápsula, solución); modalidad de administración (monodosis, fraccionamiento); servicios dosimétricos contratados y dosis registradas en el personal ocupacionalmente expuesto.

b) Normativa regulatoria nacional e internacional, antecedentes para control de la exposición interna de los trabajadores, técnicas de medición utilizadas y frecuencia de monitoreo.

c) Mediciones indirectas (aire) y directas (tiroides) realizadas en SMN seleccionados del país a criterio de la GSRFS priorizando la carga de trabajo, las condiciones de fraccionamiento y condiciones de ventilación.

Como resultado de la evaluación se constataron, en algunos casos, concentraciones elevadas de ^{131}I en el ambiente y dosis superiores a las restricciones vigentes, concluyendo en la necesidad de tomar acciones regulatorias tendientes a mejorar tanto las condiciones de protección radiológica imperantes en la operación como el diseño de las instalaciones.

El objetivo de este trabajo es presentar los resultados de la revisión mencionada, las recomendaciones generales surgidas de dicha evaluación y las acciones implementadas como aporte a la mejora continua en materia de radioprotección.

[1] E-mail del Autor: mermacora@arn.gob.ar

1. INTRODUCCIÓN

Considerando el uso extendido de las prácticas de Medicina Nuclear, y la importancia que reviste la radioprotección en esta aplicación de las radiaciones ionizantes, la Gerencia Seguridad Radiológica, Física y Salvaguardias (GSRFS) y la Gerencia Apoyo Científico y Técnico (GACT) acordaron en el año 2012 realizar una revisión de la protección radiológica de los trabajadores en los Servicios de Medicina Nuclear (SMN), focalizándose en la utilización de ^{131}I para diagnóstico y/o tratamiento, teniendo en cuenta que es uno de los radionucleidos con mayor potencialidad de exposición interna significativa durante los procedimientos de fraccionamiento y/o administración de radiofármacos en medicina nuclear, debido a su alta radiotoxicidad y alta volatilidad a temperatura ambiente.

Los elementos utilizados en la evaluación fueron:

a) Relevamiento de la información disponible en la ARN sobre los SMN, a partir de una encuesta realizada por la GSRFS en el año 2012 sobre datos del período 2010-2011:

   - Número de los SMN autorizados para diferentes prácticas.
   - Información de cada SMN: número de trabajadores; radiofármacos, forma química y física (cápsula, solución); modalidad de administración (monodosis- fraccionamiento); servicios dosimétricos contratados, dosis registradas.

b) Procedimientos de fiscalización vigentes, Normativa Regulatoria Argentina, revisión de los antecedentes del control de la exposición interna de los trabajadores en los SMN a nivel regional e internacional, controles implementados, requerimientos por normativa por país, técnicas de medición utilizadas y frecuencia de los monitoreos.

c) Mediciones realizadas en SMN en el país durante los años 2012 y 2013, resultados y conclusiones. Las evaluaciones se realizaron a partir de las mediciones indirectas (aire) y directas (tiroides) obtenidas en monitoreos operacionales efectuados en tres centros, seleccionados por la GSRFS según un criterio en el que se priorizó la carga de trabajo, las condiciones de fraccionamiento y distintas condiciones de ventilación.

El objetivo de este trabajo es presentar los resultados de la revisión mencionada, las recomendaciones generales surgidas de dicha evaluación y las acciones implementadas como aporte a la mejora continua en materia de radioprotección.

2. RELEVAMIENTO DE LA INFORMACIÓN DISPONIBLE EN LA ARN SOBRE LOS SMN, A PARTIR DE UNA ENCUESTA REALIZADA POR LA GSRFS

En el año 2012 la GSRFS realizó una encuesta a los SMN con Licencia de Operación en Argentina con el fin de recabar datos sobre temas específicos relacionados con las prácticas efectuadas durante los años 2010 y 2011 con el objetivo de realizar la revisión de la protección radiológica de los trabajadores.

A continuación se presenta un análisis de los resultados más relevantes obtenidos de dicha encuesta.

De un total de 159 servicios autorizados, el 58 por ciento respondió la encuesta. Entre estos 92 SMN que contestaron, uno se encuentra fuera de servicio.

Este porcentaje de respuesta a la encuesta evidencia un bajo grado de compromiso con la cultura de la seguridad por parte de un número elevado de SMN.

2.1. Utilización de ^{131}I en los SMN

En cuanto a la modalidad de trabajo con el radioisótopo ^{131}I, del total de 91 SMN que respondieron a la encuesta, el 59 por ciento de los servicios informaron que realizan sólo fraccionamiento, mientras que los restantes utilizan ambas formas de administración (solución y cápsulas). Estos resultados se representan en la Figura 1.

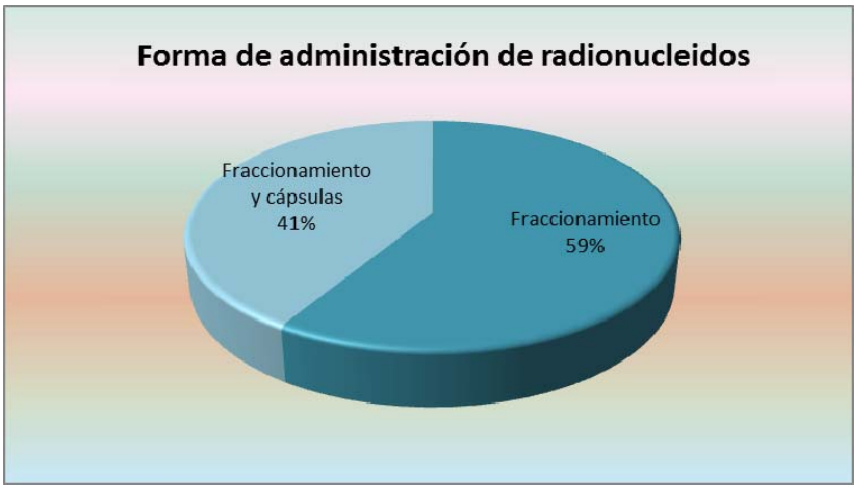


Figura 1. Porcentaje de SMN
en función de la modalidad de administración de radionucleidos

Cabe aclarar que al momento de realizarse esta encuesta había un solo proveedor de cápsulas, confirmándose que un porcentaje mayoritario de SMN realizaba fraccionamiento. Este aspecto es un factor relevante cuando se analiza el impacto de los sistemas de ventilación en los trabajadores de los SMN. Actualmente hay más proveedores de cápsulas de ^{131}I, por lo que se espera observar un incremento en el porcentaje de utilización de cápsulas en las próximas encuestas.

2.2. Dotación Ocupacionalmente Expuesta

A continuación se presentan los datos relativos a las dotaciones de personal médico y técnico, ocupacionalmente expuesto a las radiaciones ionizantes en la población analizada.

En las figuras 2 y 3 se grafica en el eje de ordenadas la cantidad de instalaciones y en el eje de abscisas la cantidad de personal correspondiente.

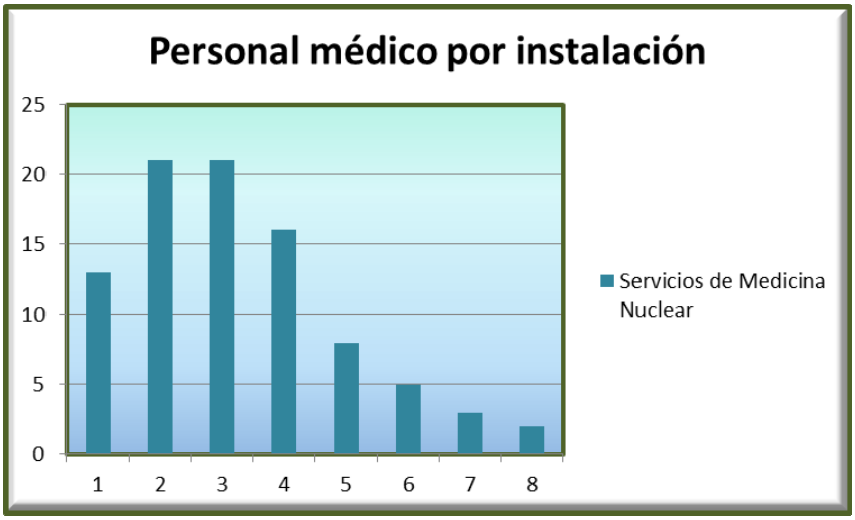


Figura 2. Personal médico ocupacionalmente expuesto por instalación

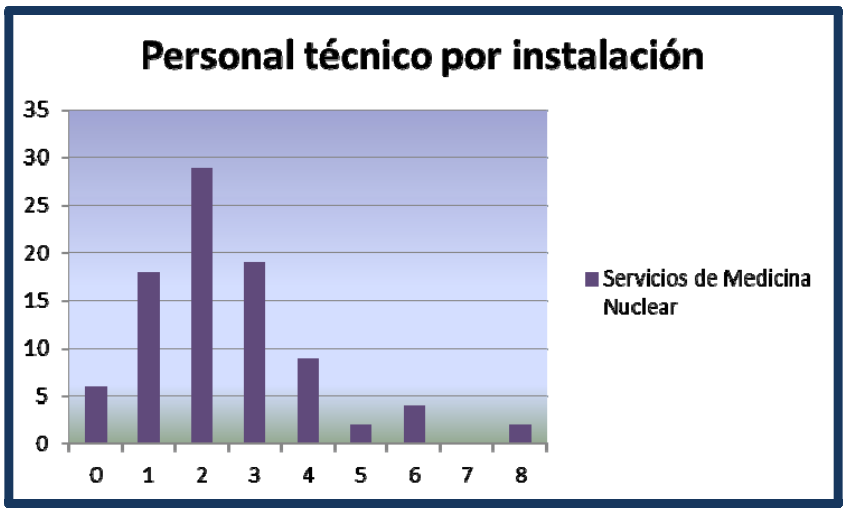


Figura 3. Personal técnico ocupacionalmente expuesto por instalación

2.3. Datos dosimétricos

Cabe destacar que los datos de dosis evaluados corresponden sólo a mediciones por dosimetría externa.

Por otro lado, si bien este trabajo se focalizó en la utilización de ^{131}I, los datos obtenidos de las encuestas no discriminaron dosis recibidas por trabajo con otros radionucleidos. No obstante, esto no invalida las conclusiones obtenidas ya que a los efectos del presente informe las aproximaciones son consideradas válidas.

2.3.1. Datos dosimétricos 2010

En la figura 4 se presenta, en valores porcentuales, un gráfico comparativo de las instalaciones que han superado la restricción de dosis respecto de las que se encuentran por debajo de la restricción anual para el año 2010.

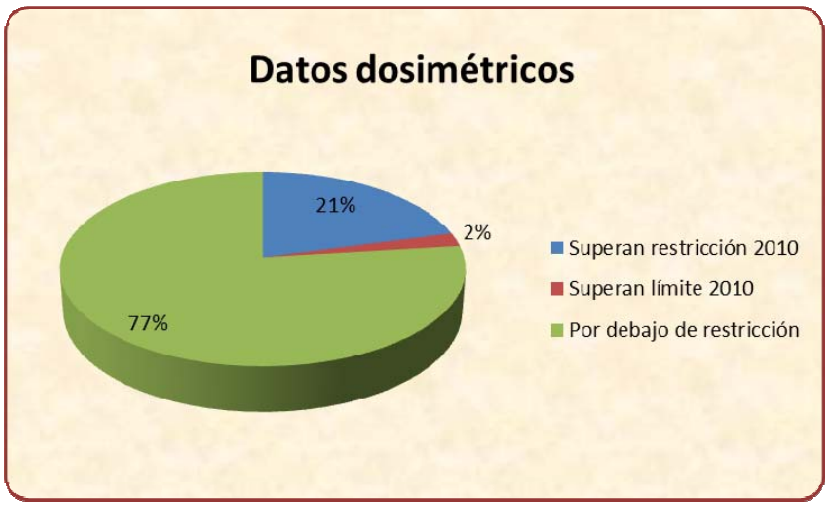


Figura 4. Porcentaje de SMN en función de sus datos dosimétricos en 2010

2.3.2. Datos dosimétricos 2011

En la figura 5 se presenta, en valores porcentuales, un gráfico comparativo de las instalaciones que han superado la restricción de dosis respecto de las que se encuentran por debajo de la restricción anual para el año 2011.

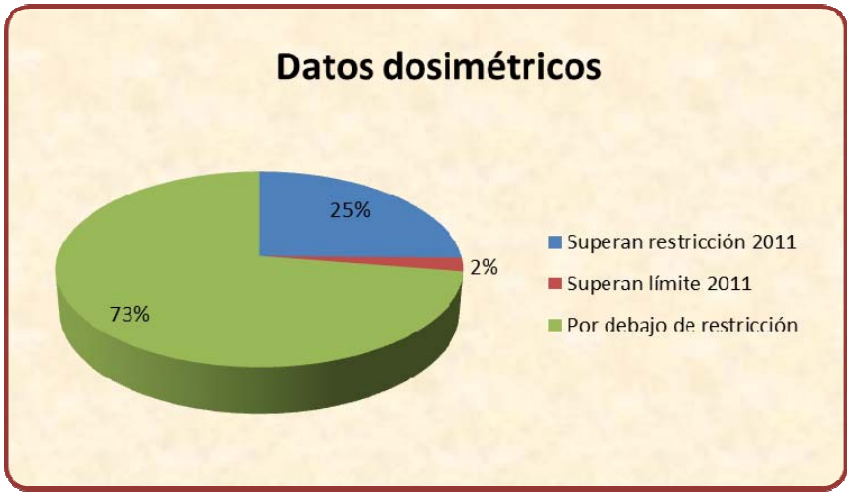


Figura 5. Porcentaje de SMN en función de sus datos dosimétricos en 2011

2.3.3. Resultados

Como resultado del análisis de datos, se recomiendan las siguientes acciones regulatorias:

a) Servicios que superaron los límites de dosis:

- Inspecciones no rutinarias a fin de evaluar las causas de tales desvíos y las medidas correctivas a implementar.

b) Servicios que superaron la restricción de dosis:

-Solicitud de datos dosimétricos correspondientes a los años 2012, 2013 y 2014, y revisión de los procedimientos de trabajo y de su implementación in-situ, a fin de evaluar las condiciones de seguridad radiológica bajo las cuales se están desarrollando las prácticas en dichos servicios.

c) Servicios que no han respondido a la encuesta:

-Inclusión selectiva en el plan rutinario de inspecciones para recabar los datos faltantes.

2.4. Calidad de los servicios dosimétricos

Todos los laboratorios que proveen de servicio de dosimetría personal a los SMN han participado de la intercomparación dosimétrica efectuada en el año 2011.

En la figura 6 se muestra los valores porcentuales para los 91 SMN que participaron de la encuesta en función de los resultados obtenidos por sus laboratorios proveedores de servicios de dosimetría en la intercomparación dosimétrica.

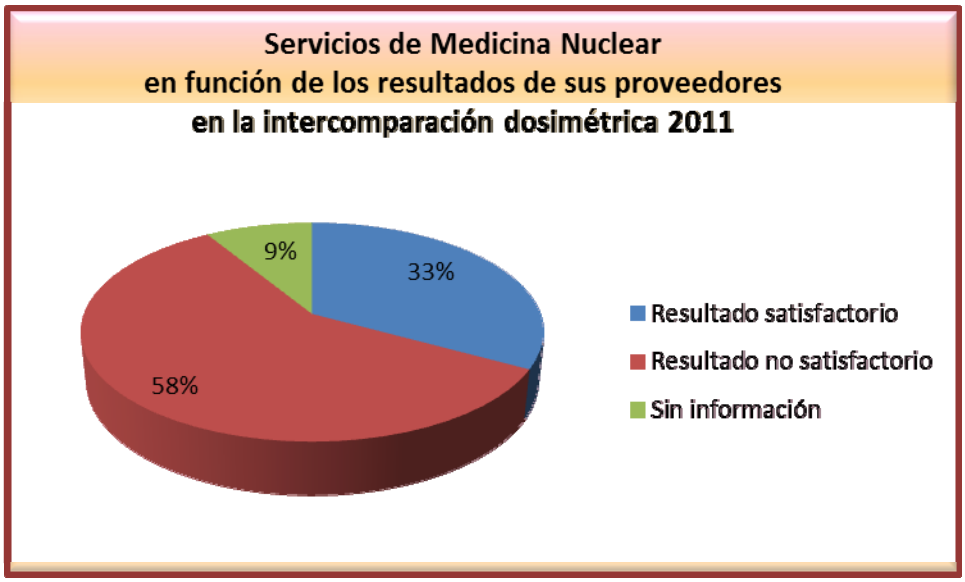


Figura 6. Porcentajes de SMN en función de los resultados de sus proveedores de servicios de dosimetría en la intercomparación dosimétrica 2011

Del análisis de estos datos, surge que un alto porcentaje de SMN contrató proveedores cuyos resultados en la intercomparación no han sido satisfactorios.

2.5. Conclusiones

Se observa:

- Un bajo porcentaje de respuesta a las encuestas por parte de los SMN, lo cual denotaría un bajo grado de compromiso con la cultura de seguridad por parte de los titulares de licencia.
- Prevalencia de modalidad de trabajo por la cual se administran los radionucleidos por fraccionamiento. No obstante, es de esperar que esta tendencia se revierta, asociada a la mayor disponibilidad de cápsulas en el mercado actualmente.
- Un elevado porcentaje de SMN que superan la restricción de dosis, con el agravante que sólo se registran datos de dosimetría externa en esta actividad. Por lo expuesto se considera prioritario poner énfasis en la revisión crítica de los procedimientos de trabajo, en una evaluación crítica de las condiciones de trabajo y en la importancia para este tipo de servicios de un adecuado sistema de gestión de calidad.

Por otra parte, se resalta la importancia de recomendar a los SMN que soliciten a sus proveedores de servicios de dosimetría personal los resultados de su participación en los ejercicios de intercomparación organizados por ARN y constatar el desempeño del servicio a contratar.

3. REVISIÓN DE LA NORMATIVA Y DEL CONTROL DE LA EXPOSICIÓN INTERNA DE LOS TRABAJADORES EN LOS SMN

Se analizó la Norma dictada por la ARN AR 8.2.4 “Uso de fuentes radiactivas no selladas en instalaciones de medicina nuclear” [1] comparativamente con la normativa y las recomendaciones internacionales para el control de la exposición interna de los trabajadores de SMN [2], [3], [4], [5], [6].

Como resultado de esta tarea se evidenció que la normativa de otros países resulta más prescriptiva en lo relativo a los sistemas de ventilación de los locales, pero ocurre a la inversa en lo refe-

rente a los controles de la exposición interna de los trabajadores, siendo más prescriptiva la Normativa Argentina.

En cuanto a los sistemas de ventilación de los locales, específicamente se observó que la normativa de otros países en comparación con el punto 21 de la Norma AR 8.2.4, requiere en todos los casos que el ^{131}I se manipule bajo un sistema de extracción de aire. El punto 21 de la Norma es más general: "Aquellos locales en los que se utilicen sustancias volátiles, gases o aerosoles radiactivos, deberán contar con un sistema de ventilación a satisfacción de la Autoridad Regulatoria".

Sin embargo, en lo referente a los controles de la exposición interna de los trabajadores, la normativa de la ARN requiere el control rutinario de la exposición interna en medicina nuclear. Específicamente, el punto 51 de la Norma AR 8.2.4, resulta ser más prescriptivo ya que se requiere la vigilancia de la contaminación interna con una frecuencia adecuada: "Deberá vigilarse la contaminación interna del personal que realiza rutinariamente tareas con radionucleidos que puedan dar lugar a una incorporación, con una frecuencia adecuada a la carga de trabajo o cuando se sospeche la existencia de una contaminación resultante de una situación anormal". Hasta el momento, no existe un consenso internacional sobre el tema: en el relevamiento de las normativas de los países consultados solamente se evidencia el requerimiento del control de la exposición interna de trabajadores en general, pero no se evidencia en particular en una normativa para medicina nuclear.

Esta falta de consenso internacional sobre las técnicas y frecuencia con que debieran realizarse los controles de la exposición interna en medicina nuclear se refleja en la diversidad de situaciones existentes en los diferentes países. En este sentido, la comunidad internacional ha identificado esta problemática proponiendo un estándar ISO que está en proceso de aprobación ("ISO / FDIS16637 Radiological protection -- Monitoring and internal dosimetry for staff exposed to medical radionuclides as unsealed sources").

En cuanto a los criterios publicados por [6] y por ISO [7] para decidir implementar el monitoreo individual para la exposición interna se considera que si la potencial dosis efectiva debida a incorporación recibida por el trabajador anualmente es igual o mayor que 1 mSv, debe implementarse el monitoreo individual siempre que sea apropiado, adecuado, y factible.

4. MONITOREO OPERACIONAL EN SMN EN EL PAÍS

Considerando que el ^{131}I es uno de los radionucleidos con mayor potencialidad de exposición interna significativa durante los procedimientos de fraccionamiento y/o administración de radiofármacos en medicina nuclear, debido a su alta radiotoxicidad y alta volatilidad a temperatura ambiente, es de interés relevar la exposición interna en aquellos lugares donde se realicen tareas de manipulación de fuentes abiertas que permita la evaluación de la protección radiológica de los trabajadores.

4.1. Resultados

La siguiente tabla resume los resultados de las mediciones directas de tiroides con su respectiva evaluación [8] y las mediciones indirectas realizadas dentro de un programa de monitoreo operacional establecido en SMN con el fin de obtener información específica de la exposición interna durante el fraccionamiento:

Tabla 1. Resultados de las mediciones realizadas dentro de un programa de monitoreo operacional establecido en SMN

Centro	Fecha	Modalidad	Actividad Manipulada [mCi]	Indirecta (aire-personal)	Directa (carga en tiroides) [Bq]	Observaciones - Conclusiones
1	16, 17 y 27/02/2012	Monodosis (solución)	Sólo el 16/02 3 de 100 mCi y 1 de 30 mCi	Máx 1,6 DAC (16/02)	OPERADOR 1: 16, 17 y 27/02/2012 • 31800 Bq (16/02) • **28200 Bq** (17/02) • 9300 Bq (28/02) (ésta última después de vacaciones del OPERADOR 1).	Medición directa: Los datos registrados son consistentes con la hipótesis de una exposición crónica. La carga en tiroides supera más de un orden magnitud el DIL (1400 Bq/día). Medición indirecta: - Se supera el DAC (f=1,6) Servicio sin sistema de confinamiento-filtrado-ventilación ni protección respiratoria individual.
	16, 17 y 20/05/2013	Fraccionamiento y administración	Administración 1 de 150 mCi 1 de 100 mCi	Máx 3,6 DAC (16/05) Fondo:0,02 □ 0,01	OPERADOR 1: • 6000 Bq (16/05) • **4500 Bq** (17/05) • 3000 Bq (20/05)	Medición directa: La carga en tiroides (4500 Bq) a las 24 h post-manipulación supera el DIL. Medición indirecta: - Se mide fondo □ 0,01 DAC - Se supera el DAC (f=3,6)
2	23, 24 y 27/05/2013	Fraccionamiento	15 mCi (23/05)	Máx 0,24 DAC (23/05) Fondo:0,01	OPERADOR 2: • 620 Bq (23/05) • **1400 Bq** (24/05) • 1000 Bq (27/05)	Medición directa: La carga en tiroides (1400 Bq) a las 24 h post-manipulación está en el orden del DIL Medición indirecta: - Se mide fondo = 0,01 DAC Servicio con campana extractora. Velocidades de aire inferiores a las recomendadas.
3	04, 05 y 06/06/2013	Fraccionamiento. Cápsula	Fraccionamiento de 20 mCi Manipulación de cápsula con 100 mCi	Máx 0,17 DAC (04/06) Fondo:0,013 □ 0,01	OPERADOR 3: • 620 Bq (04/06) • **490 Bq** (05/06) • 370 Bq (06/06) OPERADOR 4: sólo 04/06/2013 6100 Bq	Medición directa: OPERADOR 3: La carga en tiroides (490 Bq) a las 24 h post-manipulación no supera el DIL pero supera el nivel de registro derivado DRL (300 Bq). OPERADOR 4: la carga en tiroides debida a incorporaciones previas (6100 Bq) supera en un factor 4 el DIL, posiblemente por exposición crónica. Medición indirecta: - Se mide fondo □ 0,01 DAC Servicio sin sistema de confinamiento-filtrado-ventilación ni protección respiratoria individual.

- **Nivel de Investigación Derivado (DIL):** es el valor de la actividad medida en tiroides por encima del cual la Dosis Efectiva resultante superaría una fracción de 3/10 del límite de Dosis Efectiva anual. El DIL para el ^{131}I en tiroides es de 1400 Bq.

- **Nivel de Registro Derivado (DRL):** es el valor de la actividad medida en tiroides por encima del cual la Dosis Efectiva anual resultante superaría 1 mSv.

- **Concentración Derivada en Aire (DAC):** es el cociente entre el límite anual de incorporación, ALI y el volumen de aire inhalado en un año laboral por la Persona de Referencia.

4.2. Conclusiones

- En las mediciones indirectas (con muestreador personal de aire) en todos los casos se obtuvieron valores de concentración de ^{131}I de "fondo" mayores o iguales a 0,01 DAC, indicando la presencia del radionucleido en el ambiente, incluso antes de iniciar la actividad correspondiente (fraccionamiento-administración). De acuerdo con los criterios propuestos por IAEA [9] valores mayores a 0,01 DAC ameritan que se efectúen mediciones de verificación. Las medidas efectuadas durante la manipulación del ^{131}I arrojaron valores de hasta 3,6 DAC.

- Las mediciones directas de la carga de ^{131}I en tiroides en todos los casos arrojaron valores superiores al DRL (300 Bq) e incluso en algunos casos se detectaron valores muy superiores al DIL (1400 Bq). Los valores superiores al DRL indican necesidad de registrar las dosis por exposición interna en un registro individual y los valores superiores al DIL indican la necesidad de investigar las causas.

- Los resultados obtenidos ameritan que se analice la posibilidad de tomar acciones desde el punto de vista operativo y regulatorio para evitar la incorporación ^{131}I y disminuir las dosis por exposición externa incurridas durante las prácticas de medicina nuclear con manipulación de ^{131}I.

5. CONCLUSIONES

Como conclusiones generales del presente trabajo, se propone:

- Realizar una inclusión selectiva de los servicios que no han respondido a la encuesta en el plan rutinario de inspecciones, a fin de recabar los datos faltantes.

- Fortalecer en los SMN el seguimiento de los procedimientos y el desarrollo de adecuados sistemas de gestión de calidad, que incluyan la evaluación de los proveedores de dosimetría personal, a fin de verificar el desempeño de dichos proveedores en los ejercicios de intercomparación.

- Promover el incremento de la modalidad de trabajo con utilización de cápsulas en reemplazo del fraccionamiento de soluciones.

- Si bien es importante la existencia y cumplimiento por parte de los operadores de procedimientos de protección radiológica para la manipulación de ^{131}I en medicina nuclear, la implementación de medidas por diseño parece una solución ventajosa que facilitaría la aplicación y el control de las medidas de seguridad, permitiendo de alguna manera independizarse de la gran cantidad de variables involucradas en dichas prácticas. En ese sentido, se ha implementado que el control regulatorio incluya como práctica la verificación del sistema

de ventilación utilizado por las instalaciones. En todos los casos el operador deberá ser el responsable de proponer el sistema de ventilación correspondiente (que cumpla con los requisitos de la normativa de la ARN) y la ARN deberá aprobarlo en base a una evaluación independientemente.

6. REFERENCIAS

1. Autoridad Regulatoria Nuclear, "Uso de fuentes radiactivas no selladas en instalaciones de medicina nuclear, Norma AR 8.2.4, Rev.1", ARN, Buenos Aires, Argentina, (2002), http://www.arn.gob.ar/images/stories/que_hace_la_ARN/resena_de_actividades/marco_regulatorio/normas_regulatorias/8-2-4_R1.PDF

2. Organismo Internacional de Energía Atómica, *Manual sobre los usos terapéuticos del yodo 131, Manual práctico de seguridad radiológica*, *PRSM-6 (Rev.1),* OIEA, Viena, Austria (1997).

3. International Atomic Energy Agency, *Applying Radiation Safety Standards in Nuclear Medicine*, *Safety Report Series N°40*, IAEA, Vienna, Austria (2005).

4. Delacroix, D., Guerre, J.-P., Leblanc, P., Hickman, C., "Radionuclides and Radiation Protection Data Handbook", *Radiation Protection Dosimetry*, **Vol. 98 N°1**, Nuclear Technology Publishing (2002).

5. Delacroix, D., Guerre, J.-P., Leblanc, P., "Guide pratique: Radionucléides et Radioprotection", *Radioprotection*, **Vol. 39**, **numéro spécial**, Revue de la Societé Française de Radioprotection (2006).

6. International Atomic Energy Agency, *Assessment of Occupational Exposure Due to Intakes of Radionuclides, Safety Standards Series, Safety Guide No RS-G-1.2*, IAEA, Vienna, Austria (1999).

7. ISO 20553: 2006, *Radiation Protection-Monitoring of Workers Occupationally Exposed to a Risk of Internal Contamination with Radioactive Material,* ISO (2006).

8. International Commission On Radiological Protection, *Individual Monitoring for Internal Exposure of Workers, Replacement of ICRP Publication 54, ICRP Publication 78*, Annals of the ICRP 27 (3 – 4), PERGAMON Press, Oxford, UK (1997).

9. International Atomic Energy Agency, *Design and Operation of Off-Gas Cleaning and Ventilation Systems in Facilities Handling Low and Intermediate Level Radioactive Material, Technical Report Series 292,* IAEA, Vienna, Austria (1988).

Operator Experiences and Impact on Operation during Volcanic Eruption

Fernández, M.A.; Tempesta, L. y Quintana, E.E.

Presentado en: 5th Workshop on Operation and Maintenance (O&M) of the IMS.
Vienna, Austria, 5 al 9 de octubre de 2015

Marcelo A. Fernández
E-mail: mfernandez@arn.gob.ar

Leandro Tempesta
E-mail: ltempesta@arn.gob.ar

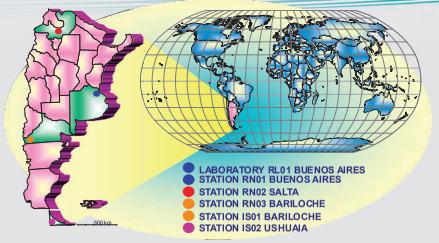
Eduardo Quintana
E-mail: equintana@arn.gob.ar

Autoridad Regulatoria Nuclear
PRESIDENCIA DE LA NACIÓN

Operator Experiences And Impact On Operation During Volcanic Eruption

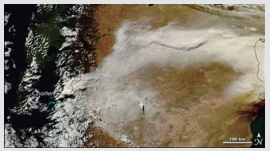
Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – ARGENTINA

Argentina IMS Particle Monitoring Station ARP03 it´s located on the outskirts of San Carlos de Bariloche City near of The Andes mountain range.
The Andes is a huge mountain mass that houses the highest volcanoes in the world. It occupies an area of 3,370,794 km² outlining the Pacific Ocean over 7240 km, making it the longest mountain range on Earth.
After Indonesia, our neighbor country Chile, has the second largest and most active volcanic chain on earth.
Along the continental Chilean territory, there are at least two thousand volcanoes; of them, only are considered "geologically active" five hundred, sixty of which have a historical eruptive record in the last 450 years, with a total of about three hundred eruptions during that period.

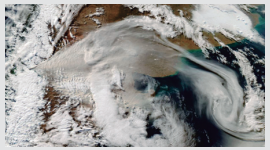


Since 2008 the Argentina particle station ARP03 has been witness of the eruptions of three volcanoes that directly affect the station performance. Chaiten volcano in 2008 and 2011, Puyehue volcano in 2010 and Calbuco volcano in 2015, all three in Chilean territory nearby the station location unleashed a huge amount of volcanic ashes into the atmosphere that affected all the area of San Carlos de Bariloche and surroundings and even reached ARP01 station in Buenos Aires, 1600 km away.

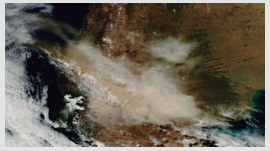
CHAITEN VOLCANO (225km from the station)



PUYEHUE VOLCANO 2010 (102km from the station)



CALBUCO VOLCANO 2015 (123 Km from the station)



EFFECTS OF ASH FALL

When magma is ejected from the volcanic conduit , according to it´s viscosity , the containing gases expand, throwing pulverized rock, lava and shards of glass from the chimney.
These particles are called “Pyroclasts”, and those that have a similar size to sand are called “Volcanic ash”.
The size of these ejected fragments ranges from a fine powder (less than 0.063 mm in diameter) and Volcanic ash sand size (less than 2 mm diameter).

IMPACT ON THE STATION

- Energy and power supply

Several power outages occurred because the ash is highly conductive, especially when wet, and generates short circuits in the transmission of electricity putting at risk equipment such as station detector, cooling system, computers, air conditioners and auxiliary generator.

- Station Equipment

Volcanic ash consists of tiny particles of rock, petrified lava and glass with a high probability of containing sulfur. It is very acidic and abrasive combination for both painting, sheet metal, glass, plastics.

- Sample Geometry

The volcanic ashes impacted directly increasing height and weight of the standard geometry sample.

- LO Safety

Due to the extreme conditions LO was instructed to prioritize his health and security over the daily operation.
The volcanic ashes induce breathing sickness and the low visibility in the road that could provokes accidents.

LESSONS LEARNED:

- Prioritize health and safety of the LO over all things
- Minimize health hazards by using personal protection equipment
- Minimize the entrance of ash inside the station facility
- Cleaning the equipment frequently to prevent damage by corrosion

For more information submit an e-mail to ctbtlab@arn.gob.ar

Actualidad y Perspectivas de la Red Latinoamericana de Dosimetría Biológica (LBDNet)

García, O.; Di Giorgio, M.; Vallerga, M.B.; Radl, A.; Taja, M.R.; Stuck Oliveira, M.; Valdivia, P.; Lamadrid, A.I.; González, J.E.; Romero, I.; Mandina, T.; Guerrero-Carbajal, C.; Arceo Maldonado, C.; Cortina, G.E.; Espinoza, M.; Martínez-López, W. y Di Tomasso, M.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 abril de 2015

ACTUALIDAD Y PERSPECTIVAS DE LA RED LATINOAMERICANA DE DOSIMETRÍA BIOLÓGICA (LBDNet)

García, O.[1]; Di Giorgio, M.[2]; Vallerga, M.B.[2]; Radl, A.[2]; Taja, M.R.[2]; Stuck Oliveira, M.[3]; Valdivia, P.[4]; Lamadrid, A.I.[1]; González, J.E.[1]; Romero, I.[1]; Mandina, T.[1]; Guerrero-Carbajal, C.[5]; Arceo Maldonado, C.[5]; Cortina, G.E.[5]; Espinoza, M.[6]; Martínez-López, W.[7] y Di Tomasso, M.[7]

[1]Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR), Cuba
[2] Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Argentina
[3]Instituto de Radioprotección y Dosimetría (IRD), Brasil
[4] Comisión Chilena de Energía Nuclear (CHEN), Chile
[5] Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ), México
[6] Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN), Perú
[7] Instituto de Investigaciones Biológicas Clemente Estable, Uruguay

RESUMEN

La LBDNet fue fundada oficialmente en el año 2007, en el marco del Proyecto de cooperación técnica del OIEA RLA/9/54 "Fortalecimiento de los sistemas nacionales para la preparación y la respuesta ante emergencia radiológicas y nucleares". La organización y las actividades dentro de la LBDNet se han realizado siguiendo los lineamientos de la norma ISO 21243. La integración de la Red está basada en una participación voluntaria y consensuada de laboratorios calificados en Dosimetría Biológica (DB) de Argentina, Brasil, Chile, Cuba, México, Perú y Uruguay. Actualmente, laboratorios de Bolivia, Costa Rica, Paraguay y Venezuela, con posibilidades de desarrollar la DB, se han unido a las actividades técnicas que realiza la red. La misión de la LBDNet es ofrecer asistencia mutua en caso de emergencia radiológica y prestar servicio a los países de América Latina que no tengan laboratorios de DB. Además, la LBDNet organiza ejercicios de intercomparación para mantener los estándares de calidad, y desarrolla actividades para extender el alcance de las técnicas de DB disponibles en la región. En este trabajo se presenta una revisión de las tareas que ha desarrollado la red hasta este momento. También se detallan las tareas técnicas que se encuentran en desarrollo y los resultados esperados en un futuro cercano. Asimismo, se exponen los mecanismos de activación y funcionamiento de la red, elementos que contribuyen a una mejor comprensión del papel de la LBDNet en situaciones de emergencia que así lo requieran.

1. INTRODUCCIÓN

Las víctimas de sobreexposiciones accidentales tienen mayor probabilidad de sobrevivencia cuando reciben tratamiento médico inmediato. El incremento del riesgo en los escenarios que involucran accidentes masivos ha estimulado a la comunidad científica a desarrollar herramientas que puedan ayudar a los médicos en el tratamiento de las víctimas. La Dosimetría Biológica ha desarrollado ensayos citogenéticos para estimar la dosis absorbida en personas presunta o comprobadamente expuestas a las radiaciones ionizantes (RI), complementando las

dosimetrías física y clínica. Una de las estrategias para enfrentar los accidentes masivos es el uso de redes de dosimetría biológica que permiten ampliar las capacidades operativas para la clasificación rápida y estimación de las dosis absorbidas al involucrar las capacidades de análisis de los laboratorios que las conforman.

La LBDNet fue fundada en el año 2007, en el marco del Proyecto de cooperación técnica del OIEA RLA/9/54 denominado "Fortalecimiento de los sistemas nacionales para la preparación y la respuesta ante emergencia radiológicas y nucleares", y su documentación oficial fue aprobada en 2008. La organización y las actividades dentro de la LBDNet se han realizado siguiendo los lineamientos de la norma ISO 21243. La misión de la LBDNet es ofrecer asistencia mutua en caso de emergencias radiológicas/nucleares y prestar servicio a los países de América Latina que no tengan laboratorios de biodosimetría. Para su cumplimiento, los objetivos de la red son: 1) fortalecer las capacidades de servicio de los laboratorios de DB ya existentes en la Región para proveer una respuesta biodosimétrica temprana, integrada a los Planes Nacionales de Emergencias Radiológicas y tendiente a trabajar articulada y cooperativamente entre sí y con RANET-OIEA; BioDose Net-OMS; 2) proveer soporte a otros países de la Región que no posean laboratorios de DB y 3) consolidar la organización de la Red Latinoamericana de DB con fines de asistencia mutua.

Además, la LBDNet realiza y participa en ejercicios de intercomparación para mantener los estándares de calidad en la Dosimetría Biológica, preparando y enviando muestras de sangre procesada para su análisis citogenético y/o compartiendo y discutiendo resultados obtenidos por cualquiera de los laboratorios de la Red en un sitio creado en Internet.

2. INTEGRACION Y DISEÑO DE LA LBDNet

La integración de la Red está basada en una participación voluntaria y consensuada de laboratorios calificados en Dosimetría Biológica. La representación de los laboratorios es institucional y no personal.

La LBDNet está compuesta desde sus inicios por siete laboratorios de referencia responsables para la dosimetría biológica (Figura 1):

1) Argentina – Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN).

2) Brasil – Instituto de Radioprotección y Dosimetría (IRD)

3) Chile – Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN)

4) Cuba – Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR)

5) México – Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ)

6) Perú – Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN)

7) Uruguay – Autoridad Reguladora Nuclear en Radioprotección. Instituto de Investigaciones Biológicas Clemente Estable (IIBCE).

Figura 1: La Red Latinoamericana de Dosimetría Biológica (ININ: Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares; CPHR: Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones; IPEN: Instituto Peruano de Energía Nuclear; IRD: Instituto de Radioprotección y Dosimetría; CCHEN: Comisión Chilena de Energía Nuclear; IIBCE: Autoridad Reguladora Nuclear en Radioprotección-Instituto de Investigaciones Biológicas Clemente Estable; ARN: Autoridad Regulatoria Nuclear)

A nivel nacional los laboratorios de la Red trabajan en coordinación con los Sistemas Nacionales de Respuesta en Emergencias. A nivel internacional la Red coopera con el Centro de Respuesta en Incidentes y Emergencias (IEC) del OIEA, en el marco de la Convención sobre la pronta notificación de accidentes nucleares y la convención sobre asistencia en caso de accidente nuclear o emergencia radiológica (convenciones sobre emergencias), y con otros sistemas de asistencia como la Red Global de Laboratorios de Biodosimetría REMPAN/OMS.

La Red está abierta a la colaboración con laboratorios en otros países de la región y de otras regiones, tanto como a la colaboración con otras redes nacionales, regionales e internacionales. Actualmente, laboratorios de Bolivia, Costa Rica, Venezuela y Paraguay se están incorporando a las actividades de la LBDNet, realizando un proceso de capacitación y armonización para su integración.

3. ACTIVACIÓN DE LA LBDNet Y ORGANIZACIÓN EN EMERGENCIAS

La LBDNet utiliza los mecanismos de activación y comunicación de los Sistemas Nacionales de Respuesta a Emergencias y se apoya en la infraestructura y las Autoridades Competentes designadas en cada país según lo establecido en la Convención sobre Emergencias.

La activación de la LBDNet puede ser iniciada:

- Notificación al IEC-OIEA que activa el Sistema RANET, en el marco de la Convención de Pronta Notificación de un Accidente Nuclear y la Convención de Asistencia en Caso de un Accidente Nuclear o Emergencia Radiológica

- Notificación a la OMS que activa la WHO-Global BioDoseNet, en el mismo marco
- Convenios/acuerdos bilaterales entre los países de la Región

La organización de la LBDNet en la emergencia incluye dos situaciones como puede verse en la Figura 2.

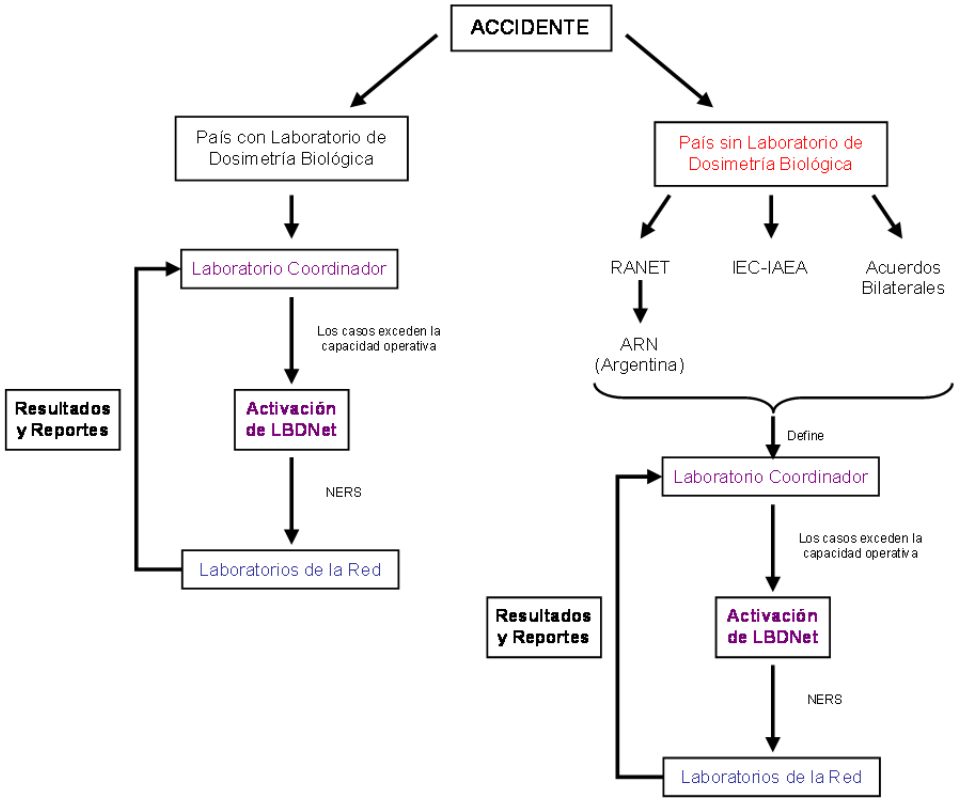


Figura 2: Activación y organización de la LBDNet en Caso de Emergencia (RANET: Red de Respuesta a Emergencias, IEC-OIEA: Centro de Respuesta a Incidentes y Emergencias de la Organización Internacional de Energía Atómica, ARN: Autoridad Regulatoria Nuclear, NERS: Sistema Nacional de Respuesta a Emergencias, LDBNet: Red Latinoamericana de Dosimetría Biológica)

En todas esas situaciones, el laboratorio dentro de la LBDNet es responsable de la activación a través de sus mecanismos nacionales de respuesta en emergencias y solicita la colaboración de los laboratorios de la Red cuando el número de casos a examinar excede su capacidad operativa.

El Laboratorio de Dosimetría Biológica de la ARN Argentina es el laboratorio registrado bajo el sistema IAE-RANET desde el año 2008.

4. HERRAMIENTAS BIODOSIMÉTRICAS DISPONIBLES EN LA LBDNET

Al momento, la respuesta de la LBDNet en una situación de emergencia se basa en el ensayo del dicéntricos, técnica que constituye el “gold standard” de la DB. El estado del arte de esta metodología en la región fue evaluado y determinada su conformidad con la Norma ISO 19238 y el documento del OIEA Biodosimetry 2011.

La mayor parte de los laboratorios tienen implementadas otras técnicas establecidas para la biodosimetría tales como: el ensayo de micronúcleos con bloqueo de la citocinesis, el ensayo FISH, el ensayo de inducción de anillos PCC y el ensayo de focos gamma H2AX.

Respecto al Sistema de Gestión de la Calidad, uno de los laboratorios de la Región se encuentra acreditado bajo las Normas ISO17025:2008 e ISO19238:2014, y otro laboratorio tiene implementado un Sistema de Calidad.

5. PRINCIPALES ACTIVIDADES REALIZADAS POR LA LBDNet

5.1 Ejercicio de Intercomparación internacional: Métodos Robustos

Se realizó una intercomparación internacional en dosimetría biológica en el que participaron los 7 países de la LBDNet y 6 países europeos (Finlandia, Francia, Alemania, España, Turquía y Reino Unido) en el período 2007-2008, en el marco del Proyecto Regional OIEA- RLA/9/054. Los objetivos de la intercomparación fueron: 1) evaluar los resultados derivados de los criterios de recuento de aberraciones cromosómicas modo convencional y de triage, 2) evaluar la reproducibilidad interlaboratorio y la repetibilidad intralaboratorio, 3) aplicar un enfoque estadístico para el análisis de los datos y una evaluación del desempeño basada en las normas ISO 43-1:1997, ISO 5725-2 y 5725-5:1998 e ISO 13528:2005 y 4) identificar dificultades y proporcionar las modificaciones necesarias para las tareas de colaboración con el fin de mejorar la calidad técnica y la competencia de los laboratorios. En general, el desempeño de los laboratorios fue satisfactorio para los propósitos de cooperación mutua [1].

5.2 Ejercicio de recuento de dicéntricos en imágenes transmitidas electrónicamente

En el año 2009, en el marco del Proyecto Regional OIEA- RLA/9/054, se realizaron dos intercomparaciones del ensayo de cromosomas dicéntricos utilizando imágenes trasmitidas electrónicamente donde participaron los laboratorios de la LBDNet, dos laboratorios asociados y dos laboratorios europeos (Francia y España). Los principales objetivos fueron evaluar la factibilidad de estimar dosis absorbida a partir del recuento de dicéntricos utilizando imágenes transmitidas electrónicamente y evaluar el tiempo de respuesta simulando el recuento de aberraciones modo triage seguido por un recuento convencional. El análisis estadístico de los datos se realizó aplicando métodos robustos. Los resultados obtenidos sustentan la aplicabilidad del trabajo cooperativo en redes utilizando imágenes transmitidas electrónicamente, pudiendo ser considerada como una metodología promisoria para el triage biodosimétrico de poblaciones en accidentes a gran escala [2].

5.3 Envío de muestras de sangre para su evaluación por dosimetría biológica (ShipEx-1)

En el año 2009 se realizó un ejercicio conjunto OIEA, OPS, OMS, denominado ShipEx-1. El ejercicio probó las capacidades para el transporte internacional, de forma segura y expedita, de muestras de sangre para ser evaluadas por dosimetría biológica. Las muestras de sangre fueron enviadas desde Perú (Laboratorio de Dosimetría Biológica del Instituto Peruano de Energía Nuclear) a los laboratorios de 13 países dentro de la LBDNet, la RANET-OIEA o la BioDoseNet. Los países fueron Alemania, Argentina, Brasil, Chile, España, Estados Unidos, Finlandia, Francia, Hungría, Japón, Méjico, Turquía y Uruguay.

Los parámetros aplicados para evaluar el éxito en el envío de las muestras fueron: a) capacidad de enviar/recibir las muestras en el tiempo apropiado, b) conformidad o no con las condiciones de la muestra, al momento de su recepción, para determinar su aptitud para realizar cultivos celulares con fines de la dosimetría biológica y c) índice mitótico después de 48 horas de cultivo. Adicionalmente, se usaron dosímetros termoluminiscentes y registradores de temperatura (provistos por el IEC del OIEA) para determinar las condiciones adecuadas del transporte durante los envíos. Las conclusiones del ejercicio permitirían contribuir a fortalecer

la capacidad de los países para el correcto envío/recepción de muestras biológicas en las misiones de asistencia internacional [3].

5.4 Calidad en la adquisición de imágenes

La LBDNet realiza la mayor parte de los ejercicios sobre imágenes transmitidas electrónicamente, por ello ha realizado ejercicios para garantizar la calidad de las imágenes utilizadas. Los resultados de este ejercicio y el método mejorado se encuentran disponibles en los laboratorios de la red para la adquisición y almacenamiento, y fueron discutidos en un Taller Regional**.**

5.5 Talleres, cursos y entrenamientos

Desde el establecimiento de la LBDNet se han realizado las siguientes reuniones y cursos financiadas por los Proyectos de Cooperación Técnica RLA/9/054, RLA/9/061 y RLA/9/074 "Fortalecimiento de los sistemas nacionales para la preparación y la respuesta ante emergencia radiológicas y nucleares":

- Reunión de fundación de la LBDNet: "Taller Regional sobre los Reportes técnicos 260 y 405, la ISO19238:2004 y el método IAEA EPR-METHOD 2003" La Habana, Cuba (2007). RLA/9/054.
- Reunión Regional sobre el Ejercicio de Intercomparación realizado en el marco de la Red latinoamericana de Dosimetría Biológica", en Buenos Aires, Argentina (2008) RLA9/054.
- Reunión Regional sobre los resultados de la Intercomparación en Biodosimetría en Lima, Perú. (2009) RLA/9/061.
- Curso Regional sobre la técnica de condensación prematura de los cromosomas (PCC). Herramientas bioestadísticas para la Dosimetría Biológica incluyendo una introducción a la estadística Bayesiana y comentarios sobre la nueva versión del Manual Técnico, en Buenos Aires, Argentina (2010) RLA/9/061.
- Reunión Regional sobre los procedimientos de laboratorio, ejercicios de intercomparación y estándares aplicables a la Red Latinoamericana de laboratorios de Biodosimetría (LBDNet), Santiago de Chile, Chile (2012). RLA/9/061
- Curso Regional sobre micronúcleos y bases radiobiológicas para la Protección Radiológica", Buenos Aires, Argentina (2013) RLA/9/074.
- Reunión de expertos sobre estandarización de metodologías en biodosimetría y su diseminación regional como soporte de la respuesta médica en emergencias radiológicas Buenos Aires, Argentina (2014) RLA/9/074

6. ACTIVIDADES ACTUALES Y TAREAS PARA EL FUTURO.

6.1 Ensayo PCC-R para la estimación de dosis en casos de exposiciones a altas dosis.

La LBDNet está trabajando en la implementación del ensayo PCC-ring; los laboratorios de la Red han realizado ejercicios de armonización e intercomparación con esta técnica que se encuentran en proceso de publicación. Los resultados obtenidos indican que los laboratorios de la región tiene las competencias para contribuir de forma colaborativa para realizar estimaciones dosimétricas en escenarios con víctimas múltiples que involucran altas dosis de exposición a las RI. Actualmente se trabaja en una curva de calibración conjunta sobre imágenes obtenidas después de la irradiación de linfocitos humanos con dosis hasta 20 Gy, que será validada mediante una intercomparación con dosis desconocidas.

6.2 Micronúcleos para la clasificación de personas en eventos accidentales masivos.

Una curva de calibración conjunta usando láminas con preparaciones citogenéticas obtenidas aplicando la técnica de micronúcleos con bloqueo de la citocinesis está actualmente en elaboración. Para ello se han distribuido dos set de láminas a cada país con distintas dosis de radiación. Los resultados se discutirán a fines del año 2015. A continuación está programado un ejercicio de intercomparación usando imágenes tomadas de láminas repartidas para esta curva conjunta. Todas estas actividades han estado precedidas de ejercicios para armonizar los criterios de lectura.

6.3 Intercomparaciones periódicas utilizando el ensayo del dicéntricos

Las Intercomparaciones periódicas utilizando imágenes/láminas obtenidas a parir del ensayo del dicéntricos se iniciarán en el año 2016. El propósito es crear un programa de Intercomparaciones en la región con rotación del liderazgo como metodología para apoyar el aseguramiento de la calidad del ensayo en los sistemas de calidad de los laboratorios de la región. Se prevé la discusión de los resultados al finalizar el primer ejercicio en el marco de un taller regional.

6.4 Intercomparación con la red europea “Realizing the European Network of Biodosimetry (RENEB)”

Con el fin de evaluar el desempeño de los laboratorios de la LBDNet en su articulación con otras redes internacionales, la red ha participado en el "Segundo ejercicio de intercomparación RENEB " iniciado en octubre de 2014, mediante la aplicación del ensayo dicéntricos con metodología de recuento de aberraciones en modo triage. Socios de RENEB, laboratorios europeos con la intención de unirse a RENEB y redes fuera de la Unión Europea participaron en el ejercicio. Esta intercomparación, con la participación de la LBDNet, se realizó a comienzos del año 2015. Para ello se enviaron desde Alemania muestras de sangre irradiadas hasta el laboratorio de dosimetría biológica del Instituto de Investigaciones Biológicas Clemente Estable del Uruguay. El plan de trabajo consensuado incluyó: la recepción de las muestras de sangre, la realización de los cultivos celulares y la preparación de las láminas para su distribución a los laboratorios de la red (tareas realizadas por el laboratorio de Uruguay) y las evaluaciones en los laboratorios de la red. Los resultados fueron enviados al laboratorio de dosimetría biológica de la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina que realizó un análisis estadístico de los resultados aplicando métodos robustos y remitió esa información al laboratorio de Uruguay, el cual envió dichos resultados a los coordinadores del ejercicio, a fin de mostrar una respuesta coordinada y unificada, aplicable a situaciones de respuesta biodosimétrica en emergencias donde los laboratorios de la red remiten los resultados al laboratorio coordinador. Los resultados de la LBDNet fueron satisfactorios, de acuerdo a la evaluación realizada en la región. Se encuentran en proceso los resultados de la evaluación global.

7. CONCLUSIONES

El sistema internacional de preparación y respuesta en emergencias se basa en varios aspectos, incluyendo las actividades para mantener la capacidad de responder en emergencias radiológicas/nucleares. Las actividades LBDNet en la planificación y preparación, a través de intercomparaciones, actividades de formación, cursos y reuniones, permitió que la región desarrollara herramientas para una respuesta eficaz y coordinada en casos de emergencias radiológicas/nucleares. Sin embargo, las mejoras en los criterios de recuento de aberraciones cromosómicas, la integración sostenible de las actividades de investigación, la introducción de otras técnicas para la interpretación de los diferentes escenarios sobreexposición, la continuidad de los programas de formación y ensayos de aptitud periódicos para asegurar la calidad de los laboratorios, son necesarias para mantener la capacidad operativa de la red. Es crucial para

LBDNet mantener fuertes vínculos con los sistemas nacionales e internacionales de respuesta a emergencias. En situaciones de emergencia radiológica, la LBDNet se encuentra en condiciones de ofrecer, usando el ensayo dicéntricos, asistencia coordinada a sus países integrantes y prestar este servicio a los países de América Latina que no tengan laboratorios de biodosimetría. La red permanece en constante proceso de desarrollo por lo que se prevé incorporar nuevas técnicas de dosimetría biológica e integrar a otros laboratorios de la región que desarrollen capacidades para la estimación de dosis mediante el ensayo dicéntricos.

8. REFERENCIAS

1. Di Giorgio, M., Barquinero, J. F., Vallerga, M. B., Radl, A. Taja, M. R., Seoane, A., De Luca, J., Stuck Oliveira, M., Valdivia, P., García Lima O., Lamadrid, A., González Mesa, J. E., Romero Aguilera, I., Mandina Cardoso, T., Guerrero- Carvajal, Y. C., Arceo Maldonado, C., Espinoza, M. E., Martínez-López, W., Méndez-Acuña, L., Di Tomaso, M. V., Roy, L., Lindholm, C., Romm, H., Guclu , I. and Lloyd, D. C. “Biological Dosimetry Intercomparison Exercise: AnEvaluation of Triage and RoutineModeResultsbyRobustMethods” . RadiationResearch, 175, 638–649, (2011).

2. García O., Di Giorgio M., Vallerga M. B., Radl A., Taja M. R., Seoane A., De Luca J., Stuck Oliveira M., Valdivia P., Lamadrid A.I., González J.E., Romero I., Mandina T., Pantelias G., Terzoudi G., Guerrero-Carbajal C., Arceo Maldonado C., Espinoza M., Oliveros N., Martınez-Lopez W., Di Tomaso M. V., Méndez-Acuña L., Puig R., Roy L. and Barquinero J.F. “Interlaboratory comparison of dicentric Chromosome assay using electronically Transmitted images” . Radiation Protection Dosimetry, 154, 18-25, (2013).

3. (http://www-pub.iaea.org/ MTCD/publications/PDF/Newsletters/NSU-13.pdf.)

Normativa comparada en Braquiterapia: Norma Argentina vs. Norma Americana

López Canton, F. y Gómez, F.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 abril de 2015

NORMATIVA COMPARADA EN BRAQUITERAPIA: NORMA ARGENTINA VS. NORMA AMERICANA

López Canton, F.[1] y Gómez, F.[2]

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

La braquiterapia es un tipo de radioterapia en donde una o varias fuentes de radiación son colocadas dentro o cerca del área que requiere tratamiento. Es frecuentemente utilizada como tratamiento para el cáncer ocular, de útero, próstata, mama o de piel, entre otros.

En Argentina, el organismo que regula a las instituciones que realizan esta práctica es la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). La ARN tiene injerencia en todo el territorio nacional y tiene carácter de ente autárquico. Una de sus facultades es el dictado de normas regulatorias, entre las cuales se encuentra la Norma AR 8.2.1. referida al uso de fuentes selladas en braquiterapia.

En Estados Unidos, la autoridad regulatoria en aplicaciones médicas de materiales radiactivos está compartida entre distintas agencias gubernamentales a nivel federal, de los estados y a nivel local. El uso de material radiactivo es regulado por la Nuclear Regulatory Commission (NRC) o bien por los denominados Agreement States ("estados acordantes", 35 estados que tienen un acuerdo con la NRC para regular el uso de determinados materiales radiactivos). La NRC regula directamente a los 15 estados restantes. La normativa está dispuesta en el Código de Regulaciones Federales (CFR) en el Título 10 y dentro de éste en la Parte 35 referida al uso médico de subproductos. En esta parte se encuentra reglamentado el uso de la braquiterapia.

En este trabajo se comparó la normativa vigente en ambos países en cuanto a diversos aspectos que tienen que ver con la seguridad radiológica, como límites de dosis, actores intervinientes y sus responsabilidades, situaciones anormales, monitoreo y control dosimétrico, y documentación y registros. Se vio que ambas normas difieren sustancialmente en cuanto a su contenido y a su estructura, ya que la norma americana es mucho más prescriptiva y tiene además todas las aplicaciones médicas juntas en una misma norma.

1. INTRODUCCIÓN

La braquiterapia (del griego βραχυς *brachys*, "cerca") es una forma de radioterapia en la cual una o varias fuentes radiactivas se colocan dentro o cerca del área que requiere tratamiento. Es frecuentemente utilizada como tratamiento para el cáncer de próstata, ocular, de útero, de mama, de piel, entre otros. Puede utilizarse sola o combinada con radioterapia externa, cirugía o quimioterapia.

Hay distintas formas de clasificar la braquiterapia: 1) según el lugar en donde se implanta la fuente radiactiva puede ser intracavitaria, intersticial, superficial o luminal; 2) según la tasa de dosis entregada en el volumen blanco puede ser braquiterapia de baja, media o alta tasa de

[1] fcanton@arn.gob.ar

[2] fgomez@arn.gob.ar

dosis; 3) según la duración de la entrega de la dosis en el tratamiento puede clasificarse en braquiterapia permanente o temporaria; 4) según la carga de las fuentes puede ser manual o diferida (equipos de carga remota).

Los isótopos más frecuentemente utilizados se muestran en la Tabla 1.

Tabla 1. Radioisótopos utilizados en braquiterapia

Radioisótopo	Tipo	Vida media	Energía
^{137}Cs	Rayos γ	30,17 años	0,662 MeV
^{60}Co	Rayos γ	5,26 años	1,17 y 1,33 MeV
^{192}Ir	Rayos γ	73,8 días	0,38 MeV
^{125}I	Rayos γ	59,6 días	27,4, 31,4 y 35,5 keV
^{103}Pd	Rayos γ	17 días	21 keV
^{106}Ru	Partículas β	1,02 años	3,54 MeV
^{90}Sr	Partículas β	28,8 años	0,546 MeV

En los Estados Unidos de América el órgano regulador es la Comisión Regulatoria Nuclear (NRC, *Nuclear Regulatory Commission*). Su misión es la protección de la salud pública y el ambiente, y su acción incluye la regulación del uso médico de materiales radiactivos en los campos de la medicina nuclear, radioterapia e investigación.

La autoridad regulatoria en lo que se refiere al uso médico de materiales radiactivos es compartida entre distintos organismos a nivel federal, de los Estados y a nivel local. El uso de materiales radiactivos está regulado o bien por la NRC o por un Agreement State ("Estados acordantes"). Éstos son Estados que acordaron con la NRC la regulación de ciertos materiales radiactivos. En total son 37 Estados con esta condición. Estos 37 Estados emiten licencias y actualmente regulan aproximadamente a 6000 instituciones con algún uso médico, como por ejemplo centros médicos universitarios, hospitales, clínicas o médicos que trabajan en el ámbito privado. Por otro lado, la NRC regula directamente el uso de materiales radiactivos en los 13 Estados restantes, el Distrito de Columbia, Puerto Rico y otros territorios de Estados Unidos, sumando un total de aproximadamente 1500 instituciones con usos médicos. Asimismo, la NRC mantiene jurisdicción a nivel nacional en materia de defensa y seguridad de materiales nucleares.

La Administración de Alimentos y Medicamentos (FDA, *Food And Drug Administration*) aprueba los equipos que producen radiaciones y los radiofármacos para su seguridad y eficacia. Sin embargo, no regula el uso de estos dispositivos y fármacos. Los equipos que producen radiaciones, como por ejemplo equipos de rayos X de baja energía y aceleradores lineales que no producen materiales radiactivos son regulados por los Estados.

La NRC y su organismo predecesor, la Comisión de Energía Atómica (AEC, *Atomic Energy Commission*), han regulado el uso médico de materiales radiactivos desde 1946. Esta regulación está dispuesta en el Título 10 del Código de Regulaciones Federales (CFD, *Code Of Federal Regulations*), en la Parte 35. El propósito de esta regulación es prevenir la exposición

innecesaria de pacientes y trabajadores a la radiación, sin interferir con los tratamientos establecidos por el médico actuante.

La NRC regula el uso de material radiactivo a través del licenciamiento, inspecciones, investigación y aplicación de sanciones. Se encarga de la emisión de las licencias a las correspondientes instituciones, autoriza a las personas idóneas a administrar material radiactivo y desarrolla normas y guías regulatorias para el uso de los titulares de licencia.

En Argentina, la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) es el órgano del Estado cuya misión es proteger a las personas, el ambiente y las futuras generaciones del efecto nocivo de las radiaciones ionizantes, cumpliendo la función de regular y fiscalizar la actividad nuclear en todo lo referente a la seguridad radiológica y nuclear, las garantías de no-proliferación nuclear y la seguridad física.

La ARN tiene injerencia en las 23 provincias argentinas y la Capital Federal, y tiene la facultad de desarrollar normas regulatorias y realizar inspecciones y sanciones a usuarios autorizados.

La normativa relacionada con los usos médicos del material radiactivo está discriminada por propósito de uso. La que se refiere a la práctica de braquiterapia es la norma AR 8.2.1. “Uso de fuentes selladas en braquiterapia”.

2. ANÁLISIS

2.1. Límites de Dosis

La NRC detalla los límites de dosis en el Código de Regulaciones Federales en la Parte 20. Esta parte se denomina “Estándares para la protección contra la radiación”. Por otro lado, la ARN define los límites de dosis en la norma AR 10.1.1. “Norma básica de seguridad radiológica”. Los valores se muestran en las Tablas 2 y 3.

Tabla 2. Límites de dosis para trabajadores ocupacionalmente expuestos

	Argentina	Estados Unidos
Dosis efectiva (mSv/año)	20	50
Cristalino (mSv/año)	150	150
Piel (mSv/año)	500	500

Tabla 3. Límites de dosis para miembros del público

	Argentina	Estados Unidos
Dosis efectiva (mSv/año)	1	1
Cristalino (mSv/año)	15	No definido
Piel (mSv/año)	50	No definido

La ARN establece que, si bien el límite de dosis para trabajadores es 20 mSv/año, este valor debe ser considerado como el promedio en 5 años consecutivos (es decir, 100 mSv en 5 años), no pudiendo excederse 50 mSv en un único año.

Además, en la norma específica de braquiterapia AR 8.2.1. se definen las siguientes restricciones de dosis:

- 6 mSv/año para trabajadores ocupacionalmente expuestos (en el caso de personas que cumplan una jornada laboral de 8 horas, o si no la parte proporcional de este valor cuando la jornada de labor sea menor).

- 0,1 mSv/año (100 μSv/año) en el caso de miembros del público.

La NRC no define valores para las restricciones de dosis.

2.2. Actores y Responsabilidades

La NRC establece en la Parte 35 de aplicaciones médicas, en su párrafo 24, que el Titular de Licencia debe designar un Oficial de Seguridad Radiológica (RSO, *Radiation Safety Officer*). El Titular de Licencia, a través de su RSO, debe asegurarse que las actividades se desarrollen con una protección radiológica adecuada y acorde a los procedimientos aprobados para obtener la licencia y a los requerimientos regulatorios.

Por hasta 60 días al año, el Titular de Licencia puede permitir a algún usuario autorizado a funcionar como un RSO temporario y desarrollar las funciones del RSO designado. Este RSO temporario debe reunir los mismos requisitos que el RSO designado y estos cambios deben ser notificados a la NRC de forma correspondiente. Asimismo, el Titular de Licencia puede designar varios RSO temporarios, de ser necesario, para poder garantizar que entre todos ellos cubran todos los propósitos de usos que contempla la licencia de operación.

Los Titulares de Licencia que están autorizados para más de un propósito de uso (braquiterapia manual, braquiterapia con equipo, uso de fuentes no selladas) deben establecer un Comité de Seguridad Radiológica (RSC, *Radiation Safety Commitee*) que se encargue de supervisar todos los usos del material radiactivo permitidos en la licencia. Este Comité debe estar integrado por un profesional autorizado para cada tipo de propósito de uso permitido en la licencia, el RSO, un representante del servicio de enfermería y un individuo del personal del servicio que no sea un profesional autorizado ni el RSO. Puede formar parte del Comité cualquier otra persona que el Titular de Licencia considere apropiado.

Por otro lado, las responsabilidades del RSO están listadas en el párrafo 24 de la Parte 35 antes mencionada e incluyen la identificación de problemas de seguridad radiológica, la iniciación, recomendación, provisión y verificación de acciones correctivas, y la facultad de detener operaciones inseguras. El Titular de Licencia debe proveer al RSO la suficiente autoridad, libertad de organización, tiempo, recursos y derecho a la dirección y administración para llevar a cabo estas responsabilidades.

Con respecto a la figura del físico médico, en la normativa no está explícita la necesidad de la designación de un especialista físico determinado. Sin embargo, es necesaria la presencia de un profesional de este tipo en un servicio de braquiterapia ya que hay determinadas acciones que deben ser llevadas a cabo, revisadas o supervisadas por un físico médico, por lo que es parte del plantel mínimo necesario para poder operar el servicio. Por ejemplo, el físico médico autorizado debe estar presente en el lugar cada vez que se inicia un tratamiento con braquiterapia con equipo. Además, todas las calibraciones dosimétricas y correcciones por decaimiento deben estar realizadas y firmadas por un físico médico autorizado.

En Argentina, la ARN establece en el apartado 6.2 de la norma AR 8.2.1 las funciones que tiene el Titular de Licencia, entre las que se encuentran la función de designar una Responsable por la seguridad radiológica y asegurar que dicha función se mantenga siempre cubierta, asegurar que dicho Responsable disponga de las facilidades y el apoyo necesarios para el cumplimiento de sus funciones, y efectuar una adecuada supervisión de las condiciones de seguridad radiológica en que se desarrollen las actividades de braquiterapia.

Las funciones del Responsable también están detalladas en el mismo apartado e incluyen implementar las medidas necesarias para garantizar la seguridad radiológica de los pacientes, del personal ocupacionalmente expuesto y de los miembros del público y asegurar que el personal afectado a las tareas con fuentes radiactivas sea instruido respecto de las medidas de seguridad que deban tomar en su trabajo.

Con respecto a la necesidad de contar con un físico médico en el plantel mínimo, en la norma argentina no está especificado que sea obligatoria su designación. Tampoco están detalladas sus funciones y responsabilidades en el caso de que alguna instalación decida contar con uno. Esto incluye tanto a la braquiterapia manual como a la braquiterapia con equipo de carga diferida.

2.3. Monitoreo y Control Dosimétrico

En cuanto al control de las dosis en público, la norma americana dicta en su punto 35.75, que el Titular de Licencia debe asegurarse que ningún miembro del público pueda recibir más de 5 mSv por la exposición paciente implantado, previo a dar de alta al mismo. A su vez, si de la exposición probable se deduce que una persona puede recibir más de 1 mSv, se le debe instruir al paciente o a su cuidador en los recaudos a tomar para minimizar la dosis lo más posible. En caso de mujeres que estén amamantando, se le debe solicitar que cese la práctica, explicándole los posibles riesgos de continuar realizándola.

En éste punto, la norma argentina se diferencia, como se puede ver en el punto 82, en el hecho de que si bien se le requiere que no sean dados de alta pacientes que representen un riesgo radiológico, no se detalla cuáles serían los límites, solo se solicita que “no excedan lo razonable”, lo cual implica que quede a discreción del Titular de Licencia.

Por otro lado, en ningún momento se hace mención explícita de cómo proceder en el caso en que una mujer amamantando quede con implantes permanentes en la norma local.

Según el punto 35.404, una vez implantado el paciente con las fuentes correspondientes se deben localizar, controlar y contar las fuentes que no han sido implantadas a fin de constatar que el total de fuentes sea el correcto. También, una vez que se le quitan los implantes temporarios, se debe controlar al paciente que no hayan quedado implantas fuentes de forma accidental. En el punto 76, se plantea algo similar sobre el control de las fuentes, pero no se especifica que se controle la cantidad de fuentes que no fueron implantadas. En cuanto a las que se retiran, se hace hincapié en contabilizar las fuentes que fueron extraídas, pero no se requiere la realización de un control del paciente con un monitor portátil.

En el punto 35.432, se requiere que antes de utilizar cualquier fuente, el Titular de Licencia debe medir la actividad con equipamiento adecuado y calibrado, y controlar el correcto posicionamiento dentro de los aplicadores. Las actividades mencionadas, deben ser corregidas con una periodicidad consistente al 1% del decaimiento físico. Esto se debe realizar utilizando protocolos emitidos por organismos reconocidos. En este caso no hay mayores diferencias con el punto 59 de la norma, excepto por el hecho de que en la norma americana se determina como lapso de tiempo entre mediciones el correspondiente a 1% del decaimiento físico, mientras que en la local se estipula una frecuencia anual.

En cuanto a los sistemas de planificación computarizados, el punto 34.457 requiere que se realicen pruebas de aceptación consistentes con protocolos emitidos por instituciones reconocidas. Como mínimo deben contener los parámetros específicos de la fuente que sean requeridos por el algoritmo de cálculo de dosis, la precisión en la dosis, de los tiempos por posición y del tiempo total de tratamiento, la precisión de las curvas de isodosis, y la precisión del software utilizado para determinar la posición de las fuentes utilizando imágenes radiográficas.

En la norma argentina no hay nada análogo a éste punto, ya que ésta fue emitida en el año 1.995, y para esa época la planificación en braquiterapia se realizaba sin asistencia computarizada, al menos en el país.

Como se indica en el punto 35.630, los equipamientos de dosimetría deben ser calibrados cada dos años por una institución competente y reconocida por el NRC. Teniendo en cuenta ciertas consideraciones temporales, permite la calibración cruzada con equipamiento que cuente con un certificado de calibración vigente. En la norma argentina no se específica los medios por los cuales se debe realizar la calibración de las fuentes, por lo tanto no hay ningún paralelismo con éste punto.

En el punto 35.643 se menciona que la instalación debe contar con monitores de área en los casos braquiterapia con equipos telecomandados, los cuales indiquen la posición de la fuente. Estos deben ser controlados regularmente. La norma local dicta reglas muy similares a éste punto en los ítems 57 y 62.

También se deben realizar controles que tengan en cuenta el correcto posicionamiento de la fuente, el funcionamiento de los interlocks de seguridad, el funcionamiento de las luces indicando la posición de la fuente, etc. Si bien en la norma Argentina se solicita en el punto 60 algo similar, no se mencionan todos y cada uno de los controles a realizar, si no que requiere que se realicen “de acuerdo a las recomendaciones del fabricante”.

2.4. Documentación y Registros

En cuanto a la documentación y los registros, se nota que la normativa americana es mucho más prescriptiva y detallista en cuanto a la información a almacenar y los lapsos por los cuales deben ser almacenados. Por citar un ejemplo, la norma americana requiere que el Titular de Licencia guarde copias de las solicitudes de licencia de operación, renovación, modificación, de designaciones, etc., por un periodo de 5 años como mínimo. La norma argentina no hace menciones respecto a esto. En cuanto a los tratamientos, en Estados Unidos se requiere que el centro guarde registro de los detalles de cada uno de los tratamientos realizados, por un periodo de tres años, detallando isótopo, dosis por fracción y cantidad de fracciones, entre otros. Como se puede apreciar, a diferencia de la norma argentina, contempla mucho más la parte clínica de los tratamientos.

En cuanto a similitudes, se puede notar en que se debe llevar un registro de las fuentes en el centro, el cual debe contar con datos similares a los requeridos por la norma argentina. También solicitan el almacenamiento de todo lo referido a documentación técnica de los equipos de carga remota, ya sea mantenimientos correctivos y preventivos, manuales de operación, etc. Cabe mencionar que, a diferencia de Argentina, en Estados Unidos ponen un plazo determinado de 3 años durante los cuales esta documentación debe ser almacenada, inclusive luego de dejar de ser utilizados. En Argentina no se pone una restricción de este tipo, simplemente se menciona que debe estar a disposición.

En general se puede decir que la norma americana es mucho más detallista en cuanto a la documentación a requerir, no solo en el tipo, sino también en la forma, siendo muy explícitos los requisitos que debe cumplir la misma para que se considere satisfactorio.

2.5. Medidas de seguridad radiológica y situaciones anormales

La NRC tiene en la Parte 35 de usos médicos párrafos específicos en donde detalla las instrucciones y precauciones de seguridad que los Titulares de Licencia deben llevar a cabo. Los párrafos 410 y 415 se refieren a la braquiterapia manual y los párrafos 610 y 615 a la braquiterapia con equipo de carga diferida.

En la braquiterapia manual, el Titular de Licencia debe instruir a todo el personal que cuide de pacientes con fuentes acerca del tamaño y apariencia física de las mismas, su manejo seguro y sus blindajes correspondientes. En caso de una emergencia médica o muerte del paciente con fuentes, se debe notificar al RSO, su designado o algún usuario autorizado. Además, se listan las precauciones que se deben tener en cuenta, como por ejemplo no mezclar en la misma habitación pacientes que tengan fuentes y pacientes que no. El Titular de Licencia debe tener a disposición equipamiento de emergencia en caso de que una fuente se atasque durante el retiro de la misma del paciente, o en el caso de que la fuente se salga accidentalmente del paciente durante el tratamiento.

En la braquiterapia con equipo de carga diferida, el Titular de Licencia debe conservar en forma segura el equipo, la consola, las llaves de la consola y la sala de tratamiento cuando éstas no estén en uso; permitir sólo el acceso de profesionales autorizados, el RSO o un físico médico cuando se encuentra en curso una irradiación; prevenir el uso simultáneo de dos equipos que produzcan radiaciones; desarrollar e implementar procedimientos para el caso de situaciones anormales. Adicionalmente, se detallan diferentes medidas de seguridad específicas como son por ejemplo la inhabilitación de la irradiación cuando la puerta de acceso está abierta y el retorno automático de la fuente al blindaje cuando la puerta es abierta accidentalmente. Al igual que en braquiterapia manual, en caso de emergencia médica o muerte del paciente se debe comunicar al RSO y se debe disponer de equipamiento de emergencia en caso de atascamientos de fuentes o extravío de las mismas.

En Argentina, la ARN detalla en su norma de braquiterapia en el apartado 6.9 las situaciones anormales que pueden desarrollarse, como por ejemplo emergencias médicas, muerte de un paciente portador de fuentes, extravío o robo de material radiactivo, rotura o daño de fuentes, eventos externos o catástrofes que afecten los depósitos de fuentes, etc. Exige procedimientos de emergencia que describan las acciones a tomar en cada caso, además de estar ubicados en un lugar visible dentro de las áreas donde tales situaciones puedan llegar a ocurrir. Además, el Titular de Licencia debe comunicar a la ARN de forma inmediata toda situación anormal que implique riesgo de irradiación del personal del servicio o ajeno al mismo.

Con respecto a medidas de seguridad a tomar, están contempladas en los distintos párrafos de la parte 5 de la norma, en la que se describe cómo deben ser los recintos de almacenamiento y tratamiento. Por ejemplo, el lugar donde se guardan las fuentes debe contar con elementos de seguridad que impidan su apertura por personas no autorizadas, las fuentes deben identificarse correctamente por actividad y radioisótopos. El recinto de tratamiento debe incluir los blindajes móviles correspondientes e instalaciones sanitarias para uso exclusivo del paciente. Cuando se trata de equipos de carga diferida se debe incluir medidas de seguridad como la presencia de alarmas acústicas y lumínicas en el exterior del recinto de tratamiento que se activen cuando la fuente no retorne al blindaje o un sistema que active una señal lumínica cuando las fuentes se encuentren fuera del blindaje.

3. CONCLUSIONES

Con respecto a la estructura de las dos normativas, se pudo observar que ambas difieren notablemente. La norma americana es una norma que reúne todas las aplicaciones médicas en

una misma sección. Comienza detallando los requisitos generales y luego describe práctica por práctica los requerimientos necesarios. En cambio, la norma argentina es específica de braquiterapia, existiendo otras normas para detallar los requisitos de aceleradores lineales, cobaltoterapia o medicina nuclear, por ejemplo. Por otro lado, la norma americana incluye el régimen de sanciones y aplicación de penas, algo que la regulación argentina para braquiterapia no lo contempla, sino que existe un régimen de sanciones aparte, separado de la braquiterapia. Otro aspecto importante a destacar es que la normativa americana para braquiterapia incluye el entrenamiento y la capacitación para el personal y los responsables, mientras que en Argentina la ARN tiene normas específicas que contemplan esos aspectos. Estas diferencias hacen que la norma argentina resulte más simple y más accesible que la americana a la hora de querer buscar un aspecto determinado.

En cuanto al contenido, se puede decir que la norma argentina es mucho menos prescriptiva que la americana. Ésta última, es mucho más minuciosa y detallista en cuanto a valores, tiempos, condiciones, medidas a tomar y demás requisitos. Tiene un enfoque mucho más determinista, lo que implica menor margen para interpretaciones erróneas por parte de los usuarios, facilitando así el trabajo regulador del NRC.

4. REFERENCIAS

1. "Backgrounder on medical use of radioactive materials", Nuclear Regulatory Commission, http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/med-use-radioactive-materials.html (2014).

2. Manual de calidad de la Autoridad Regulatoria Nuclear (2014).

3. Norma AR 8.2.1. "Uso de fuentes selladas en braquiterapia", Autoridad Regulatoria Nuclear (1995).

4. "Medical use of byproduct material", Nuclear Regulatory Commission, http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part035/index.html

Facundo López Canton
E-mail: fcanton@arn.gob.ar

Francisco Ramón Gómez
E-mail: fgomez@arn.gob.ar

Normativa Comparada en Braquiterapia: Normativa Argentina vs. Normativa Americana

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – ARGENTINA

Resumen

En este trabajo se comparó la normativa vigente para braquiterapia en ambos países en cuanto a diversos aspectos que tienen que ver con la seguridad radiológica, como límites de dosis, actores intervinientes y sus responsabilidades, situaciones anormales, monitoreo y control dosimétrico, y documentación y registros. Se vio que ambas normas difieren sustancialmente en cuanto a su contenido y a su estructura, ya que la norma americana es mucho más prescriptiva y tiene además todas las aplicaciones médicas juntas en una misma norma.

U.S.NRC United States Nuclear Regulatory Commission *Protecting People and the Environment*		Autoridad Regulatoria Nuclear – Presidencia de la Nación Argentina
CFR, Title 10, Part 35, Medical use of byproduct material		Norma AR 8.2.1 Uso de Fuentes Selladas en Braquiterapia
➢ Dosis máxima para trabajador: 50 mSv/año. ➢ Dosis máxima para público: 1 mSv/año. **NO DEFINEN VALORES PARA LA RESTRICCIÓN DE DOSIS**	Límite de Dosis	➢ Dosis máxima para trabajador: 20 mSv/año. ➢ Dosis máxima para público: 1 mSv/año. ➢ Límite de Restricción para trabajadores: 6 mSv/año. ➢ Límite de Restricción para público: 0,1 mSv/año.
➢ Titular de la Licencia. ➢ Oficial de Seguridad Radiológica (RSO, Radiation Safety Officer). ➢ Comité de Seguridad Radiológica (RSC, Radiation Safety Comitee). ➢ Físico Médico no detallado, pero requerido para tareas específicas.	Actores y Responsabilidades	➢ Titular de la Licencia. ➢ Responsable por la Seguridad Radiológica. ➢ Físico Médico no se contempla.
➢ Paciente implantado: • Análisis **cuantitativo** de la exposición del público previo al alta. Se establecen valores de restricción. • Se deben controlar y **contabilizar** las fuentes no implantadas. • Al retirar las fuentes se debe controlar al paciente con un monitor portátil. ➢ Se debe contar con equipamiento adecuado para medir la actividad de las fuentes y calibrado. Las actividades mencionadas deben ser corregidas con una periodicidad consistente al 1% del decaimiento físico. Se debe calibrar el equipamiento cada dos años. ➢ Se debe contar con Planificador Computarizado con las pruebas de aceptación correspondientes. ➢ Se deben contar con monitores de área en equipos de braquiterapia telecomandados. ➢ Se deben realizar controles varios respecto de la seguridad de la instalación los cuales se encuentran detallados.	Monitoreo y Control Dosimétrico	➢ Paciente implantado: • Análisis **cualitativo** de la exposición del público previo al alta. Se requiere que las dosis "no excedan lo razonable". • Solo control de fuentes no implantadas. • Se deben contabilizar las fuentes retiradas, pero no se controla al paciente. ➢ Debe verificarse el estado de cada fuente como mínimo una vez por año. ➢ No se contempla el uso del Planificador. ➢ Se requiere como mínimo un monitor de área. ➢ Se deben realizar controles de acuerdo a las especificaciones del fabricante.
➢ Se detalla de forma puntillosa todos y cada uno de los registros requeridos, indicando periodicidad, plazos de archivo y firmantes.	Documentación y Registros	➢ Si bien se detalla con que documentación tiene que contar la instalación, en general no se detalla cada uno de los ítems requeridos en la norma estadounidense.
➢ En Braquiterapia Manual el Titular de la Licencia debe instruir al personal sobre las características físicas de las fuentes. ➢ En la norma se detallan explícitamente las medidas de precaución a aplicar durante la operación de la instalación. ➢ En Braquiterapia con equipo de carga diferida, también se hace un detalle minucioso de las condiciones de operación de la instalación y de las medidas de seguridad a tomar. ➢ En ambos casos de una emergencia médica o muerte de paciente, se debe notificar al RSO.	Seguridad Radiológica Situaciones Anormales	➢ De forma similar, se hace un detalle minucioso de todos los puntos a tener en cuenta. ➢ Exige procedimientos de emergencia a tomar en caso de situaciones anormales. ➢ En Argentina el Titular de Licencia vendría a hacer las veces del RSO en cuanto a comunicación de situaciones anormales al ente regulador correspondiente. ➢ También se hace un detalle específico de las características de seguridad con las que deben constar las instalaciones, al igual que en la normativa estadounidense.

Conclusiones

Con respecto a la estructura de las dos normativas, se pudo observar que ambas difieren notablemente. La norma americana es una norma que reúne todas las aplicaciones médicas en una misma sección. Comienza detallando los requisitos generales y luego describe práctica por práctica los requerimientos necesarios. En cambio, la norma argentina es específica de braquiterapia, existiendo otras normas para detallar los requisitos de aceleradores lineales, cobaltoterapia o medicina nuclear, por ejemplo.

En cuanto al contenido, se puede decir que la norma argentina es mucho menos prescriptiva que la americana. Ésta última, es mucho más minuciosa y detallista en cuanto a valores, tiempos, condiciones, medidas a tomar y demás requisitos. Tiene un enfoque mucho más determinista, lo que implica menor margen para interpretaciones erróneas por parte de los usuarios, facilitando así el trabajo regulador del NRC.

Evaluación de la calidad de las imágenes citogenéticas transmitidas electrónicamente en escenarios con víctimas múltiples: un enfoque de aplicación para las Redes de Dosimetría Biológica

González, J.E.; Di Giorgio, M.; Radl, A.; Taja, M.R.; Sapienza, C.E.; Stuck Oliveira, M.; Valdivia, P.; García, O.; Lamadrid, A.I.; Romero, I.; Mandina, T.; Guerrero-Carbajal, C.; Arceo- Maldonado, C.; Cortina-Ramirez, G.E.; Espinoza, M.; Oliveros, N.; Martínez-Lopez, W.; Di Tomaso, M.V. y Méndez-Acuña, L.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 abril de 2015

EVALUACIÓN DE LA CALIDAD DE LAS IMÁGENES CITOGENÉTICAS TRANSMITIDAS ELECTRÓNICAMENTE EN ESCENARIOS CON VÍCTIMAS MÚLTIPLES: UN ENFOQUE DE APLICACIÓN PARA LAS REDES DE DOSIMETRÍA BIOLÓGICA

González, J.E.[1]; Di Giorgio, M.[2]; Radl, A.[2]; Taja, M.R.[2]; Sapienza, C.E.[2]; Stuck Oliveira, M.[3]; Valdivia, P.[4]; García, O.[1]; Lamadrid, A.I.[1]; Romero, I.[1]; Mandina, T.[1]; Guerrero-Carbajal, C.[5]; Arceo- Maldonado, C.[5]; Cortina-Ramirez, G.E.[5]; Espinoza, M.[6]; Oliveros, N.[7]; Martínez-Lopez, W.[8]; Di Tomaso, M.V.[8] y Méndez-Acuña, L.[8]

[1]Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR), Cuba
[2]Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Argentina
[3]Instituto de Radioproteccion y Dosimetría (IRD), Brasil
[4]Comision Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), Chile
[5]Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ), México
[6]Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN), Perú
[7]Universidad Nacional Mayor de San Marcos (UNMSM), Perú
[8]Servicio de Biodosimetría, Instituto de Investigaciones Biológicas Clemente Estable, Uruguay

RESUMEN

La dosimetría biológica (DB) clásica se basa en el recuento de aberraciones cromosómicas mediante microscopía. En su procedimiento estándar, no resulta apropiada en escenarios con víctimas múltiples, que requieren un rápido procesamiento y la priorización de las víctimas para su atención médica. El trabajo en redes de DB, enviando a los laboratorios imágenes citogenéticas transmitidas electrónicamente, permite convertir los métodos convencionales en métodos de alto rendimiento, metodología sustentada por los resultados de los ejercicios de intercomparación recientes. Sin embargo, se debe garantizar la armonización de la calidad de las imágenes. Los laboratorios de la red latinoamericana de dosimetría biológica, LBDNet, acordaron cumplir con los requisitos de la Norma ISO/IEC 17043:2010, para la realización de los ejercicios de intercomparación. La provisión de ítems de ensayo homogéneos, mediante mediciones objetivas de la calidad de la imagen, permitirá garantizar la calidad de las imágenes transmitidas electrónicamente en escenarios con víctimas múltiples que conlleven la activación de las redes regionales/internacionales. En este trabajo se presenta un ejercicio en el que cada laboratorio de la LBDNet proveyó veinte imágenes derivadas del ensayo PCC químicamente inducido, obtenidas mediante la observación por microscopía de luz transmitida a través de la captura manual o automática. Las imágenes fueron analizadas mediante un algoritmo estadístico de control de calidad de las imágenes utilizando la plataforma CellProfiler. El valor medio del algoritmo de la varianza normalizada de la intensidad de píxeles en la imagen (*Focus score*) y su coeficiente de variación fueron utilizados para evaluar la calidad de las imágenes transmitidas. Los parámetros de aceptación considerados, luego del análisis de control de calidad automatizado de las imágenes y su inspección visual, fueron un valor mínimo de *Focus score* de 0,02 y un valor máximo de variación de 20%. Este objetivo permitiría aumentar la precisión y la velocidad de las evaluaciones biodosimétricas de las redes de trabajo con fines de asistencia en emergencias radiológicas o nucleares.

[1] E-mail del Autor. cphrjorge@ceniai.inf.cu

1. INTRODUCCIÓN

La dosimetría biológica (DB) clásica se basa en el recuento de aberraciones cromosómicas mediante microscopía [1]. En escenarios con víctimas múltiples se requiere un rápido procesamiento y la priorización de las víctimas para su atención médica [2, 3]. Una de las estrategias para acelerar el procesamiento es el trabajo en redes de DB, enviando a los laboratorios imágenes citogenéticas transmitidas electrónicamente, lo cual permite convertir los métodos convencionales en métodos de alto rendimiento, metodología sustentada por los resultados de los ejercicios de intercomparación recientes [2, 3]. En estos ejercicios se debe garantizar la armonización de la calidad de las imágenes digitales trasmitidas [3].

Los laboratorios de la red latinoamericana de dosimetría biológica, LBDNet, acordaron cumplir con los requisitos de la Norma ISO/IEC 17043:2010 para la realización de los ejercicios de intercomparación. La provisión de ítems de ensayo homogéneos, mediante mediciones objetivas de la calidad de la imagen, permitirá garantizar la calidad de las imágenes transmitidas electrónicamente en escenarios con víctimas múltiples que conlleven la activación de las redes regionales/internacionales.

En este trabajo se presenta un ejercicio en el que cada laboratorio de la LBDNet proveyó veinte imágenes derivadas del ensayo PCC químicamente inducido, obtenidas mediante la observación por microscopía de luz transmitida a través de la captura manual o automática.

Estas imágenes digitales fueron sometidas a un análisis de calidad para determinar valores mínimos de aceptación de las mismas para el análisis y la factibilidad de su envió por cada laboratorio de la red.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

2.1. Distribución de Material de Ensayo.

Los laboratorios pertenecientes a la LBDNet recibieron láminas de microscopio que contenían las muestras procesadas a partir del ensayo PCC químicamente inducido las cuales fueron procesadas por el laboratorio de dosimetría biológica de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) Argentina.

2.2 Digitalización de Imágenes.

Cada laboratorio de la LBDNet digitalizó 20 campos de las muestras contenidas en las láminas de microscopio. La digitalización de imágenes se realizó con el lente objetivo de 10x con sus respectivos sistemas de captura de imágenes, de la misma manera que lo realizan rutinariamente. Las imágenes fueron enviadas por correo electrónico por los laboratorios de la red a los laboratorios de dosimetría biológica de Argentina y Cuba.

2.3. Análisis de calidad de las imágenes digitalizadas.

El laboratorio de Cuba realizó el análisis de las imágenes digitalizadas utilizando el programa informático CellProfiler (www.cellprofiler.org) [4] para obtener los valores de varianza normalizada de cada imagen enviada por los laboratorios. Se diseñó una secuencia de módulos (*pipeline*) del programa que automáticamente carga, analiza y guarda los resultados del análisis de las imágenes digitales en una carpeta especificada. La secuencia de módulos del programa utilizada fue la siguiente:

1. Load Images.
2. Morph.

3. Measure Image Quality.
4. Measure Image Intensity.
5. Export to Spreadsheet.

La secuencia de módulos puede ser guardada como un fichero el cual es cargado cada vez que se necesite realizar el análisis. Para determinar la calidad de las imágenes se seleccionó la varianza como uno de los algoritmos estadísticos más robustos que detectan el enfoque en una imagen digital obtenida a partir del microscopio, denominado *Focus Score* [5]. Este algoritmo computa las variaciones en los niveles de grises entre los píxeles (i) de la imagen. La varianza fue normalizada con la intensidad media (μ) de la imagen para compensar las diferencias de intensidad entre diferentes imágenes.

La varianza normalizada puede ser calculada mediante la siguiente expresión:

$$FS_{normal\ \mathrm{var}ianza} = \left(\frac{1}{H \cdot W \cdot \mu}\right) \cdot \sum_{H} \sum_{W} (i(x,y) - \mu)^2 \qquad (1)$$

La sumatoria de los píxeles de alto (H) multiplicados por la sumatoria de los píxeles de ancho (W) es igual al tamaño de la imagen.

El valor medio del algoritmo *Focus Score* (FS) y su coeficiente de variación (CV) fueron utilizados para evaluar la calidad de las imágenes transmitidas. Cuanto mayor sea la diferencia de los píxeles individuales con el valor medio, se asume un mejor enfoque de los objetos en la imagen. Una imagen mal enfocada y digitalizada con insuficiente iluminación resultará en un menor FS que una imagen enfocada y digitalizada con iluminación apropiada.

3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Los resultados del análisis de calidad de las imágenes trasmitidas se muestran en la tabla 1. El FS entre los laboratorios mostró una alta variabilidad, mayor al 20%, lo cual puede deberse a los diferentes sistemas de captura de imágenes de los laboratorios de la red y al formato en que son guardadas las imágenes por los diferentes sistemas.

Los parámetros de aceptación considerados, luego del análisis de control de calidad automatizado de las imágenes y de su inspección visual, fueron: un valor mínimo de FS de 0,02 y un valor máximo de coeficiente de variación entre las imágenes digitales trasmitidas del 20%. Se observó coincidencia entre los mayores valores de FS obtenido y la estimación visual de la calidad de las imágenes digitales (Figura 1).

Tabla 1. Valores medios de *Focus Score* y su coeficiente de variación (CV) obtenidos a partir del análisis de calidad de las imágenes enviadas por los laboratorios de la red LDBNet.

LAB	**Tipo de imagen. Color o Monocromática**	**Tipo de Captura. Semiautomática ó Automática**	**Formato Imagen**	***Focus Score* (media ± DE) N=20**	**CV (%)**
L1	Monocromática	Semiautomática	TIF	0,4100 ± 0,0323	7,9
L2	Color	Semiautomática	JPG	0,0034 ± 0,0002	6,1
L3	Monocromática	Semiautomática	TIF	0,4057 ± 0,0014	3,4
L4	Color	Semiautomática	JPG	0,0026 ± 0,0013	47,8
L5A	Color	Semiautomática	JPG	0,0040 ± 0,0015	37,3
L5B	Color	Semiautomática	JPG	0,0130 ± 0,0035	26,9
L6	Monocromática	Semiautomática	TIF	0,0280 ± 0,0223	79,7
L7	Monocromática	Automática	TIF	0,0269 ± 0,0049	18,3

Figura 1. Valores de *Focus Score*(FS) en tres imágenes digitales enviadas por tres laboratorios diferentes de la red.

Los resultados obtenidos evidenciaron que existe una variabilidad superior al 20% en la calidad de las imágenes entre los laboratorios de la red. Como primera solución para disminuir la variabilidad se distribuyó un material instructivo con los principios para la digitalización de imágenes de microscopia y se recomendó no emplear formatos de imagen comprimidos que impliquen la pérdida de información de la imagen.

Diferentes ejercicios de trasmisión de imágenes digitales a través de Internet han demostrado la factibilidad de está estrategia para acelerar el análisis en el caso de que las capacidades de análisis de un laboratorio sean superadas [2,3]. El cumplimiento del objetivo de trasmisión de imágenes digitales permite aumentar la velocidad de las evaluaciones biodosimétricas de las redes de trabajo con fines de asistencia en emergencias radiológicas o nucleares [3]. Hasta donde conocemos es la primera vez que todos los laboratorios que conforman una red trasmiten imágenes digitales para ser analizadas. Otro aspecto relevante es que el algoritmo que permitió evaluar la calidad es de libre uso y distribución [4].

4. CONCLUSIONES

La provisión de ítems de ensayo homogéneos, a través de mediciones objetivas de la calidad de la imagen, constituye el objetivo para garantizar la calidad de las imágenes que se transmitan vía electrónica en escenarios con víctimas múltiples que conlleven la activación de las redes regionales/internacionales de dosimetría biológica con fines de asistencia en emergencias radiológicas o nucleares. El cumplimiento de este objetivo permitiría aumentar la precisión y la velocidad de las evaluaciones biodosimétricas de las redes de trabajo.

El empleo de criterios numéricos objetivos como el FS contribuirá a que el intercambio de la información se realice bajo determinados parámetros de calidad previamente fijados, por lo tanto es necesario continuar trabajando en la armonización de los criterios de calidad de las imágenes trasmitidas para aumentar su precisión.

5. REFERENCIAS

1. IAEA. Cytogenetic dosimetry: applications in preparedness for and response to radiation emergencies, EPR-Biodosimetry 2011, International Atomic Energy Agency, Vienna (2011).
2. García O., Di Giorgio M., Vallerga M.B., Radl A., Taja M.R., Seoane A., De Luca J., Stuck Oliveira M., Valdivia P., Lamadrid A.I., Gonzalez J.E., Romero I., Mandina T., Pantelias G., Terzoudi G., Guerrero-Carbajal C., Arceo Maldonado C., Espinoza M., Oliveros N., Martinez-Lopez W., Di Tomaso M.V., Mendez-Acuna L., Puig R., Roy L., Barquinero J.F., Interlaboratory comparison of dicentric chromosome assay using electronically transmitted images, *Radiation Protection Dosimetry*, 154, 18–25 (2012).
3. Romm H., Ainsbury E., Bajinskis A., Barnard S., Barquinero J. F., Barrios L., Beinke C., Puig-Casanovas R., Deperas-Kaminska M., Gregoire E., Oestreicher U., Lindholm C., Moquet J., Rothkamm K., Sommer S., Thierens H. , Vral A., Vandersickel V., Wojcik A., Web-based scoring of the dicentric assay, a collaborative biodosimetric scoring strategy for population triage in large scale radiation accidents. *Radiation Environmental Biophysics*, **53**, 241–254 (2014).
4. Carpenter A.E., Jones T.R., Lamprecht M.R., Clarke C., Kang I.H., Friman O., Guertin D., Chang J.H., Lindquist R.A., Moffat J., Golland P., Sabatini D.M., CellProfiler: image analysis software for identifying and quantifying cell phenotypes. *Genome Biology*, **7**, Article R100 (2006).
5. Sun Y., Duthaler S., Nelson B., Autofocusing in Computer Microscopy: Selecting the optimal focus algorithm, *Microscopy Research and Technique*, **65**, 139-149 (2004).

3Dosim: una nueva herramienta numérica para la reconstrucción dosimétrica de un accidente radiológico

Gossio, S.; Cruzate, J.; Soppe, E., Discacciatti, A. y Di Giorgio, M.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 abril de 2015

3Dosim: UNA NUEVA HERRAMIENTA NUMÉRICA PARA LA RECONSTRUCCIÓN DOSIMÉTRICA DE UN ACCIDENTE RADIOLÓGICO

Gossio, S.; Cruzate, J.; Soppe, E., Discacciatti, A. y Di Giorgio, M.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

La estimación de la distribución de dosis en el cuerpo de la víctima de un accidente radiológico por exposición a una fuente externa es un indicador relevante para evaluar el daño biológico producido por la irradiación. La distribución de dosis puede ser evaluada utilizando métodos físicos de reconstrucción de dosis, experimentales o numéricos. La complementación de las dosimetrías física, clínica y biológica es de gran ayuda en el manejo clínico de personas sobreexpuestas. En este artículo se presenta 3Dosim, una herramienta desarrollada específicamente por la Gerencia de Apoyo Científico de la ARN que permite realizar la reconstrucción numérica de un accidente radiológico, mediante simulaciones computacionales. 3Dosim combina la imagen anatómica voxelizada de la víctima, obtenida a partir de imágenes tomográficas, y el método Monte Carlo para simular la interacción de la radiación con la materia, permitiendo estimar la distribución de la dosis y visualizar las curvas de isodosis. Como ejemplo de aplicación de la herramienta desarrollada se realizó un análisis dosimétrico retrospectivo del accidente de Nueva Aldea (Chile), ocurrido en el 2005.

1. INTRODUCCIÓN

Sobre la base de la literatura actual, así como de los informes no oficiales, se puede evaluar que durante los últimos 60 años han ocurrido por lo menos 600 eventos significativos causados por exposición a la radiación involucrando alrededor de 6000 personas, aproximadamente 70 accidentes graves resultaron en una o más muertes y un total de 200 casos mortales se debieron al Síndrome Agudo de Radiación [1-2].

Se ha observado que las víctimas de sobreexposición accidentales muestran más probabilidades de sobrevivir si reciben un tratamiento médico precoz. El conocimiento de la distribución de dosis en un estadio temprano, conjuntamente con la dosimetría física, clínica y biológica, le permite al equipo médico guiar el tratamiento y disminuir las complicaciones.

Los cálculos de dosimetría computacional permiten determinar la distribución de la dosis a cuerpo entero y localizada. En este contexto el grupo de Dosimetría Computacional de la GACT-ARN, desarrollo un software llamado 3Dosim.

El 3Dosim se desarrolló en Matlab y permite la segmentación automática de las imágenes tomográficas del paciente en cuatro materiales (aire, piel, tejido blando y hueso). Utilizando esta segmentación y la característica de la fuente se genera un archivo de entrada, con la geometría voxelizada, para el código Monte Carlo MCNPX. Por último el software permite la visualización de la salida del MCNPX mediante curvas de isodosis superpuestas a las imágenes tomográficas. Estas son utilizadas por el equipo médico en conjunto con otra información para abordar la resección quirúrgica de los tejidos que evolucionaran hacia la necrosis.

A continuación de describen las capacidades de la herramienta desarrollada.

2. DESARROLLO

El software consta de tres módulos: **Segmentación, Voxelizado y Visualización**. Los módulos Voxelizado y Visualización se encuentran acoplados al código MCNPX. En la figura 1 se puede observar la interacción de los módulos del 3Dosim y el MCNPX.

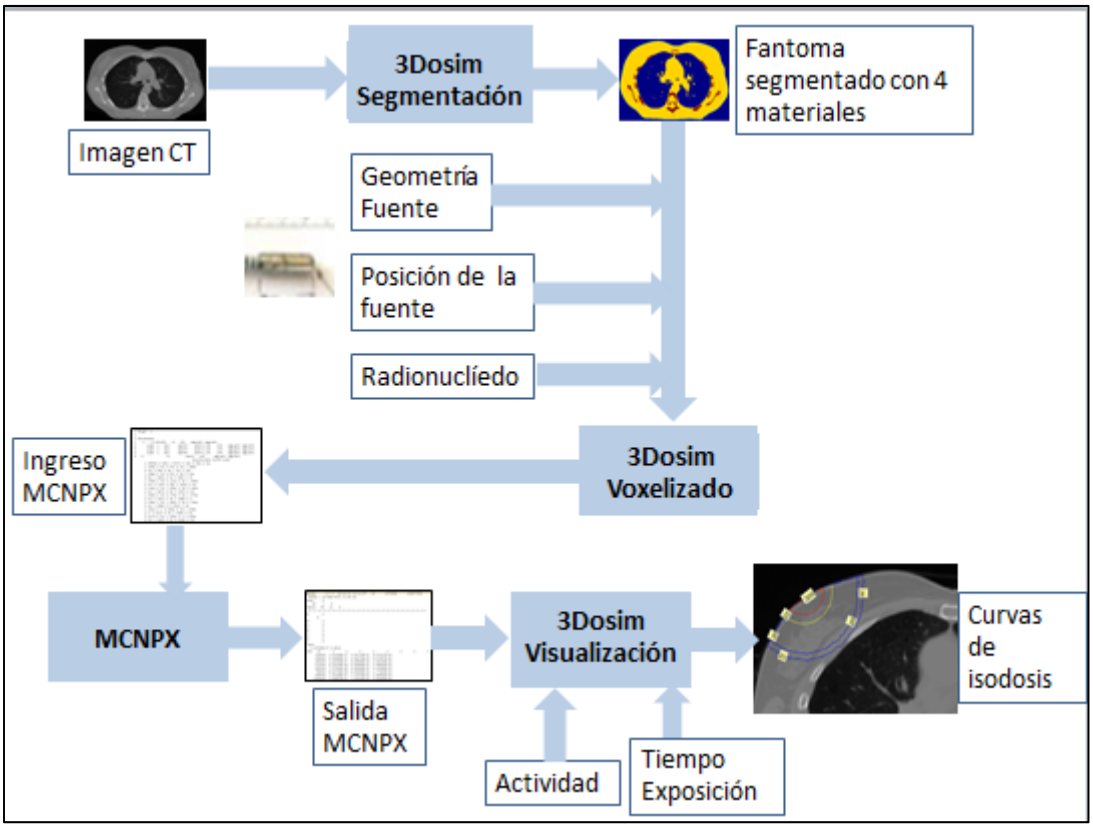


Figura 1. Módulos del 3Dosim

El módulo Segmentación, realiza la segmentación semiautomática de la imagen tomográfica de la víctima en cuatro materiales: aire, piel, tejido blando y hueso.

La segmentación se realiza en varios pasos, lo primero que se selecciona es la piel, mediante el algoritmo de rastreo “Moore-Neighbor” [3]. En la figura 2, se observa la segmentación de la piel.

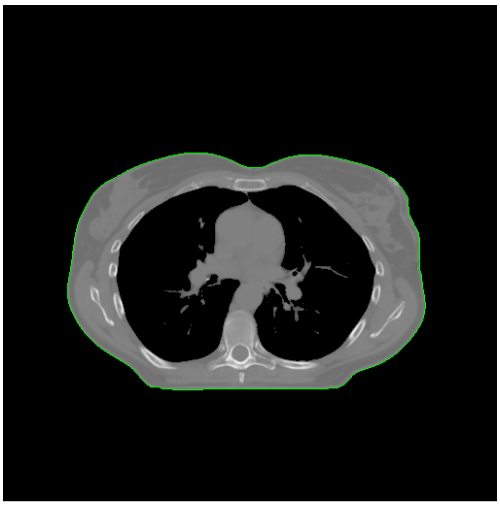


Figura 2. Segmentación de la piel

Como Segundo paso se segmenta el hueso utilizando el método de umbralización, el programa selecciona los valores iniciales de umbralización obtenidos de histograma de la imagen, correspondiente a los niveles de gris del hueso, luego en forma iterativa se modifica el valor del umbral hasta que la desviación estándar de los niveles de gris es menor a un 10%. El la figura 3 se observa la segmentación del hueso.

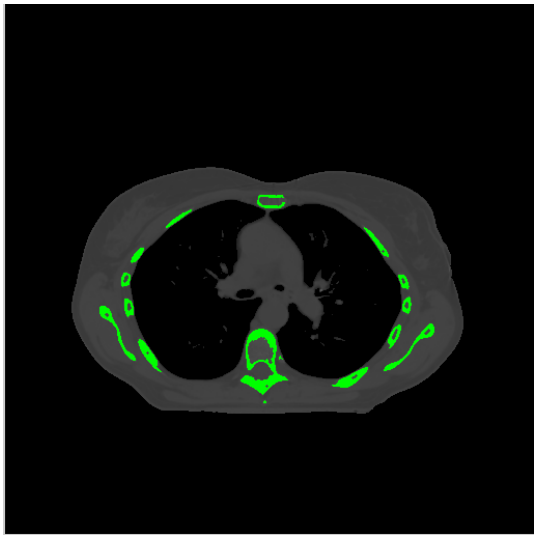


Figura 3. Segmentación del hueso

Lo que no fue segmentado como piel o hueso se selecciona como tejido blando. Por último si es posible se reduce la imagen con el objetivo disminuir la zona da aire.

De esta forma se confecciona el fantoma de la anatomía de la víctima con cuatro materiales. En la figura 4 se observa la segmentación de las imágenes tomográficas en cuatro materiales.

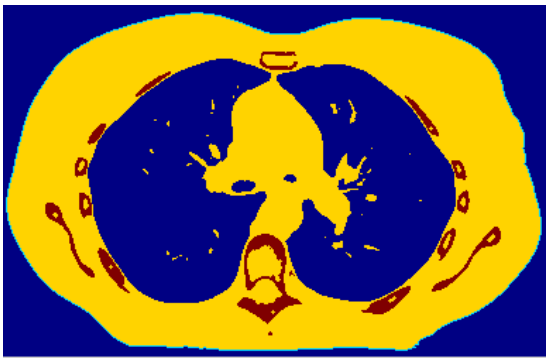


Figura 4. Imagen anatómica segmentada en cuatro materiales

Como segundo paso el módulo Voxelizado genera la entrada para realizar la simulación Monte Carlo con el código MCNPX, versión 2.7.0 [4]. Utilizando la imagen previamente segmentada el 3Dosim genera la geometría a nivel de voxeles (pixeles voumétricos) utilizando estructuras repetidas. El tamaño del voxel se corresponde con los de la tomografía computada. El material de cada voxel es determinado por el fantoma previamente segmentado. La descripción de la composición de cada uno de los materiales se selecciona de una base de datos de materiales generados a partir del ICRP 110 [5].

Además de la geometría de la víctima se debe incluir el término fuente. La fuente de gammagrafía utilizada es la que se presenta en la bibliografía [6], la fuente es cilíndrica de 1 mm de radio y 2 mm de largo, encapsulada en un cilindro de acero inoxidable de 2 mm de espesor y 6 mm de largo. Las características físicas del isótopo de la fuente se selecciona de una base de datos generada a partir de los datos del ICRP 107 [7]. En la figura 5, se muestra la geometría voxelizada con la geometría de la fuente.

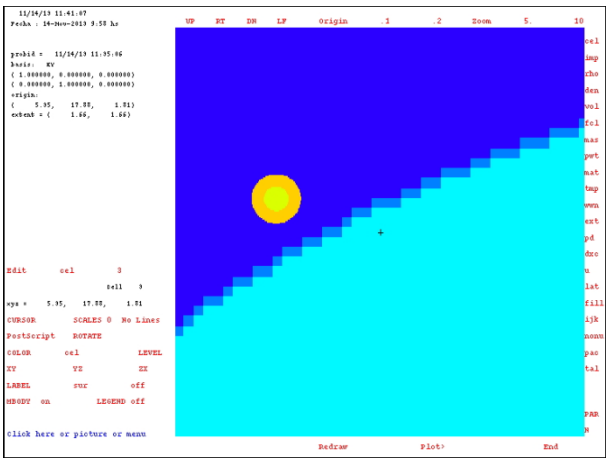


Figura 5. Ubicación de la fuente de gammagrafía

Para al cálculo de la dosis el software utiliza “mesh tallies”, este es un método que permite mostrar gráficamente flujo de partículas o la dosis en una malla rectangular superpuesta sobre la geometría del problema.

Una vez generada la entrada esta se corre con el código MCNPX, y se obtiene para cada uno de los voxeles la energía depositada por unidad de volumen (MeV/cm^3).

Los datos obtenidos mediante el MCNPX son ingresados en el módulo de Visualización.

A continuación se debe ingresar la actividad de la fuente en Bq y el tiempo que estuvo expuesta la víctima en segundos, de esta forma el programa calcula la dosis absorbida (Gy) para cada uno de los voxeles.

Como se comentó anteriormente las curvas de isodosis son muy importantes para el grupo médico, por lo tanto el modulo visualización permite observar las curvas de isodosis superpuestas sobre las imágenes tomográficas del propio paciente. En la figura 6 se observan las curvas de isodosis superpuestas a la anatomía del paciente.

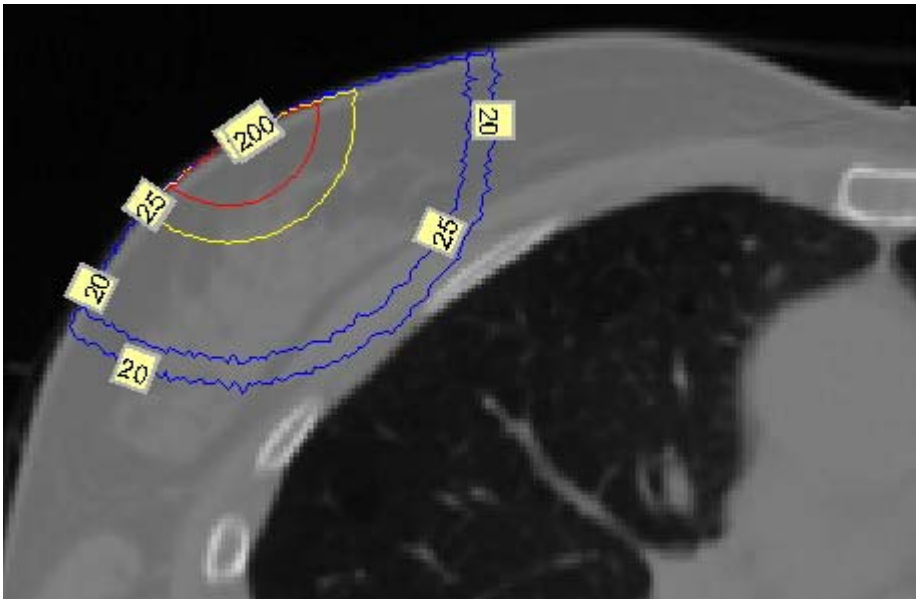


Figura 6. Curva de isodosis sobre la anatomía del paciente

2.1 Dosimetría Retrospectiva del accidente radiológico de Nueva Aldea, Chile.

La herramienta fue aplicada al accidente radiológico ocurrido en Chile en diciembre del 2005.

2.1.1 Contexto de Accidente.

En octubre de 2005, en Chile, un trabajador en una planta de celulosa encontró una fuente de ^{192}Ir que se había caído inadvertidamente de un equipo de gammagrafía industrial. El trabajador, en su desconocimiento del objeto hallado, tomó la fuente con sus propias manos y luego la puso en el bolsillo trasero de su pantalón hasta que comenzó a sentir calor en la zona, la pasó al bolsillo de su chaqueta y luego se la entregó a otro compañero de trabajo, finalmente decidieron llevar el “objeto” a la oficina de la empresa. En la oficina contigua había un empleado de una subcontratista que portaba un dosímetro electrónico, lo que permitió identificar que se trataba de una fuente radiactiva y la realización de las tareas de recuperación de la fuente. La victima desarrollo rápidamente un eritema en el glúteo izquierdo. Las autoridades de Chile solicitaron la asistencia de la IAEA, la cual encomendó un grupo de expertos al sitio para realizar una investigación. La víctima fue transferida a Francia el 29 de diciembre de 2005 para su tratamiento en el Hospital Militar Percy, París, Francia. La reconstrucción numérica del accidente fue lleva a cabo por el Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléire (IRSN), París, el 19 de diciembre [6].

2.1.2 Dosimetría retrospectiva.

Para realizar la dosimetría se utilizó una serie tomografíca de pelvis de un hombre adulto obtenidas del National Biomedical Imaging Archive, National Cancer Institute. La tomografía de la

pelvis utilizada consta de 120 cortes, con un tamaño de voxel de 0,976 x 0,976 x 3,27 mm^3. La actividad de la fuente al momento de accidente era de 3.3 TBq (90 Ci). La fuente estuvo aproximadamente 10 minutos en el bolsillo trasero del pantalón del operario.

En base a esta información se realizó la segmentación de las imágenes y se corrió el MCNPX. En la figura 7 se presenta las imágenes segmentada con la posición de la fuente.

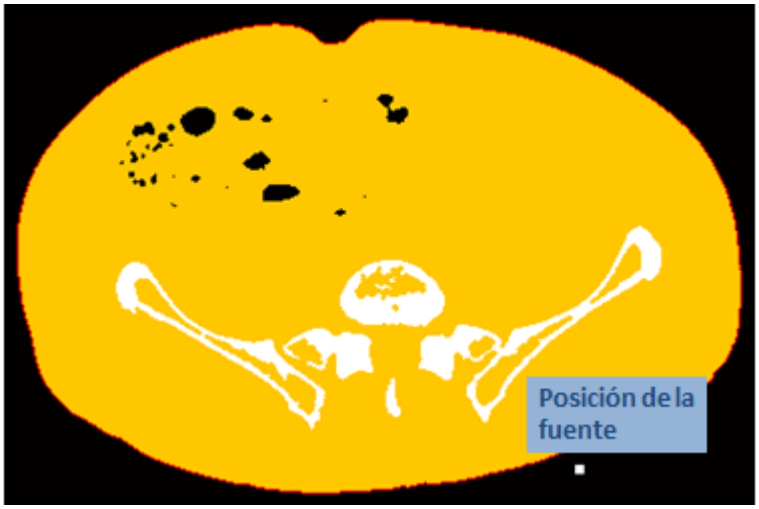


Figura 7. Imagen de la segmentación de la anatomía y la posición de la fuente

2.2.3 Resultados

La distribución se dosis obtenida en el sector de la lesión se presenta en la figura 8. La dosis adsorbida en el piel fue muy grande (2000 Gy) pero decae muy rápidamente. La curva de isodosis correspondiente a 20 Gy se encuentra a una distancia de 4,5 cm desde la superficie de la piel.

Estos resultados son equivalentes a los presentados en el la publicación de la IAEA, “The Radiological Accident in Nueva Aldea” [8].

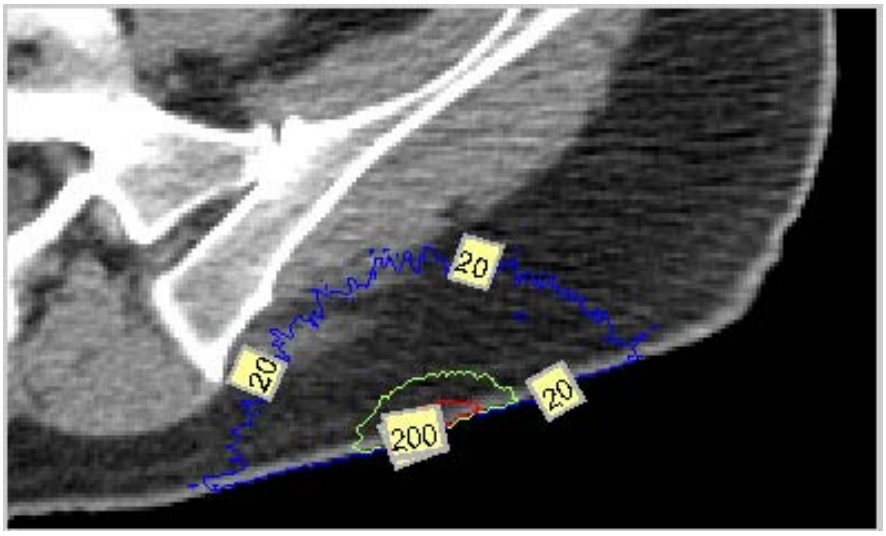


Figura 8. Curvas de isodosis superpuestas sobre la anatomía de la víctima

3 CONCLUSIÓN

A partir de accidente radiológico en Yanango- Perú (1999) [9] cambió el criterio de abordaje clínico de las radiolesiones severas derivadas de accidentes radiológicos. Hasta ese momento, la conducta clínica consistía en ir por detrás de los síntomas, es decir tomar decisiones terapéuticas a medida que las lesiones se evidenciaban ("wait and see"). A partir del mencionado accidente y otros accidentes radiológicos con similares características, progresivamente el criterio evolucionó a la toma decisiones médicas guiadas por dosimetría. En este contexto, las dosimetrías física, biofísica y biológica han adquirido una relevancia significativa como herramienta de soporte para el médico tratante.

Tomando en cuenta las limitaciones de la dosimetría biológica en su capacidad para estimar con precisión dosis en escenarios que involucran sobreexposiciones localizadas, y la necesidad de contar dentro del sistema de respuesta en emergencias radiológicas y nucleares de la ARN con una dosimetría que permitiera personalizar el tratamiento del paciente, se desarrolló el software 3Dosim.

La aplicación 3Dosim que combina geometría voxelizada con la interacción de la radiación con la materia MCNPX fue desarrollada para crear la reconstrucción numérica de un accidente radiológico. Permite determinar la dosis localizada y la dosis a todo el cuerpo.

El software permite visualizar las curvas de isodosis sobre la anatomía de la propia víctima de un accidente radiológico. Estas herramientas pueden ser utilizadas por el equipo médico en conjunto con otra información para abordar la resección quirúrgica de los tejidos que evolucionarán hacia la necrosis y conocer el compromiso de los tejidos involucrados en el volumen irradiado. Este conocimiento permite anticipar la respuesta de los tejidos y consecuentemente, tomar conductas clínicas adecuadas y personalizadas, mejorando la calidad de vida del paciente, reduciendo la morbilidad y los costos de salud.

Esta herramienta fue aplicada para realizar la dosimetría retrospectiva del accidente radiológico ocurrido en Chile en 2005.

4 TRABAJOS A FUTURO

Con el fin de optimizar y mejorar el software se plantean los siguientes trabajos a futuro: mejorar los algoritmos de segmentación de hueso utilizando métodos más robustos como GVF (gradient vector flow) o levels set, la implementación de una interfaz de usuario para facilitar su uso, el desarrollo de curvas de isosuperfice de la piel y la superposición con las termografías de la piel de la víctima.

5 REFERENCIAS

[1] Nénot JC. **Radiation accidents over the last 60 years.** J.Radiol. Prot. 2009;29:301-20.2.

[2] Nénot J C, Gourmelon P. **Les accidents dus aux rayonnementsionisants: Le bilansurun demi-sciecle**. Rapport IRSN-2007-FR.Fontenay-aux-Roses:Institut de Radioprotection et de Sureté Nucléaire; 2007**.**

[3] Gonzalez, R. C., R. E. Woods, and S. L.Eddins, **Digital Image Processing Using MATLAB**, New Jersey, Pearson Prentice Hall, 2004.

[4] Pelowitz DB**,** ed**. MCNPX™-User's Manual version 2.7.0.** Publication LA-CP-11-00438. Los Álamos National Laboratory; 2011.

[5] ICRP 110**, Adult reference computational phantom,** 2009**.**

[6] Estelle Courageot, Rima Sayah and Christelle Huet**, Development of modified voxel phantoms for the numerical dosimetric reconstruction of radiological accidents involving external sources: implementation in SESAME tool.** Phys. Med. Biol. 55 N231, 2010.

[7] ICRP 107**, Nuclear decay data for dosimetry calculations,** 2008**.**

[8] IAEA, **The Radiological Accident in Nueva Aldea.** (Vienna: International Atomic Energy Agency), 2009.

[9] IAEA, **The Radiological Accident in Yanango.** (Vienna: International Atomic Energy Agency), 2000.

Determinación de tritio en muestras de agua condensada de la humedad ambiente

Grassi, E.; Diodati, J.; Segovia, V. y Temprano, D.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 de abril de 2015

Eduardo Grassi
E-mail: egrassi@arn.gob.ar

Jorge M. Diodati
E-mail: jdiodati@arn.gob.ar

Verónica I. Segovia
E-mail: vsegovia@arn.gob.ar

Daniel Temprano
E-mail: dtempranoi@arn.gob.ar

Determinación de tritio en muestras de agua condensada de la humedad ambiente

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – ARGENTINA

RESUMEN

En este trabajo se describe el método empleado por los laboratorios de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) para la determinación de tritio en agua obtenida por condensación de humedad ambiente, como así también la aplicación del cálculo termodinámico que combina los datos de humedad relativa ambiente con la temperatura del momento en que el dato es almacenado en la memoria de un dispositivo registrador, de los cuales se extrae la humedad ambiente en estado de saturación (gramos de agua/m³ de aire) por aplicación de las mediciones tomadas por el dispositivo a un diagrama psicrométrico de Humedad en Saturación vs Temperatura (Hs vs T).
El tratamiento matemático aplicado, permite una medición de la concentración de tritio en el agua condensada por períodos de tiempo inferiores al tiempo empleado en el muestreo semanal, ya que el dispositivo trabaja en forma ininterrumpida almacenando datos y en la planilla de cálculo se hace una ponderación del vapor de agua condensado en cada período muestreado.
En lo concerniente a una validación de la medición de tritio en agua, ésta no fue necesaria debido a que el método de medición para tritio en forma directa se encuentra acreditado bajo norma IRAM 301/2005.

Humedad Absoluta

La Humedad Absoluta puede definirse en base a la relación que guardan las masas molares y la Presión de Vapor del aire húmedo *(v)* y aire seco (*a*).

$$H_S = \frac{m_v}{m_a} = \frac{M_v * P_v}{M_a * P_a}$$

Si a P_a se la pone en función de la presión de vapor P_v, y se tiene en cuenta que la relación de masas molares es $\frac{M_v}{M_a} \cong 0.622$ entonces la Humedad Absoluta se puede reescribir como:

$$H_S = 0.622 * \frac{P_v}{P - P_v}$$

Siendo P la presión total del sistema (por lo general la Atmosférica)
Expresión sólo válida en el caso de que la mezcla sea homogénea, o sea que el agua contenida sea **vapor**.
En consecuencia, para una determinada presión total y un volumen determinado de aire, cada estado termodinámico estará definido por una temperatura ***T***, para la cual todo el aire estará **saturado** de humedad.
De esta forma fijada la presión total P, a cada temperatura T le corresponderá un valor de $P_{v_{sat}}$ y por lo tanto una **humedad absoluta de saturación** H_s, cuyo valor es la máxima cantidad de vapor de agua que puede estar mezclada con la unidad de masa de aire seco.
Fijada la presión total, por ejemplo la presión atmosférica normal 760 mm de Hg, se puede construir el diagrama psicrométrico mostrado en la figura1.

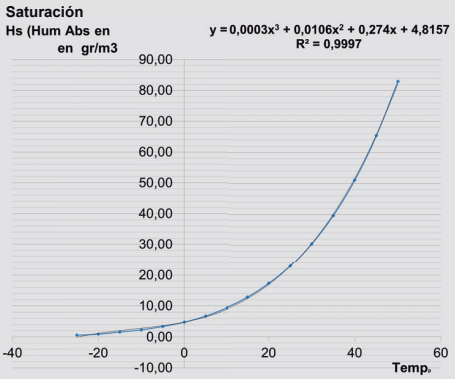


Fig. 1. Diagrama psicrométrico. Presión fijada en 760 mm Hg

Humedad Relativa

Es la relación entre la cantidad de humedad que el aire contiene en un determinado estado (**Ha**) y la máxima cantidad de humedad (**Hs**) que el aire puede contener a la misma temperatura ***T***.

$$H_R = \frac{H_a}{H_s}$$

Muestreo de aire ambiental

El muestreo se lleva a cabo mediante un equipo colector de aire provisto de un extractor que fuerza la entrada de aire hacia un sistema de refrigeración, que condensa la humedad del mismo.
El equipo muestreador posee un sistema de recolección automático del condensado, programable, que trabaja semanal mente vertiendo el agua colectada en 5 bidones cada uno de los cuales recibe el condensado total de 7 días.
Los datos meteorológicos (Temperatura **T** y Humedad Relativa $\mathbf{H_R}$) son registrados en un dispositivo portátil de registro (Data Logger), el cual es retirado en el momento en que se toma la muestra de agua condensada, reemplazado por otro prefijado para comenzar un nuevo ciclo de muestreo y llevado a los laboratorios de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) para volcar sus registros en una planilla de cálculo, de la cual se obtiene el resultado final de la concentración en aire, en Bq/m³.
Una descripción gráfica del muestreador puede apreciarse en la figura 2.

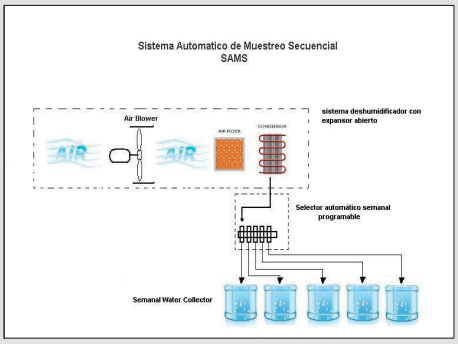


Fig. 2. Equipo muestreador de aire con sistema automático de muestreo secuencial

CÁLCULOS

Los datos proporcionados por el registrador (T y $\%H_R$) , son aplicados al cálculo de la humedad absoluta de acuerdo a la siguiente ecuación, que surge del reordenamiento de la ecuación 7:

$$H_R * H_S = H_a$$

De acuerdo al diagrama psicrométrico de $\mathbf{H_S}$ vs **T** para una cierta temperatura registrada por el registrador, corresponde un a humedad absoluta de saturación del aire con vapor, la cual multiplicada por la correspondiente $\mathbf{H_R}$ a la misma **T**, permite saber la humedad absoluta **(en g/m³)** a esa temperatura.
Para obtener la concentración final de tritio en aire expresada en Bq/m³ una alícuota del agua condensada es medida en condiciones de rutina (método acreditado bajo IRAM 301/2005) por Centelleo Líquido en el modo de Bajo Fondo quedando expresada la concentración final de tritio en aire de acuerdo a la ecuación

$$[A_{H-3}]_{Bq/m^3} = H_a * \left[{}^{Bq}/_{l}\right] = {}^{g}/_{m^3} * \left[{}^{Bq}/_{10^3\,g}\right] = {}^{Bq}/_{10^3 m^3}$$

En la tabla 1 se muestra a modo de ejemplo, un cálculo parcial (planilla Excel) de la concentración de tritio en aire expresada en Bq/m³.

Nro de Muestra meteorologica	Temp °C	HR%	HS_i	HA_i	% Peso ΣHA_i	Bq/litro	Bq/m3	
	°C	HR%	gr/m³	gr/m³	Ponderado	Ponderado	en aire	
1	26	34	18,70	6,36	4,03E-02	4,03E-01	2,56E-03	
2	18	34	12,99	4,42	2,80E-02	2,80E-01	1,24E-03	
3	23	41	16,41	6,73	4,27E-02	4,27E-01	2,87E-03	Concentracion Medida Bq/litro
4	25	85	17,92	15,23	9,66E-02	9,66E-01	1,47E-02	1,00E+01
5	19	46	13,63	6,27	3,98E-02	3,98E-01	2,49E-03	
6	11	28	9,04	2,53	1,60E-02	1,60E-01	4,06E-04	Suma de HA_i
7	26	56	18,70	10,47	6,64E-02	6,64E-01	6,95E-03	157,70
8	21	86	14,98	12,88	8,17E-02	8,17E-01	1,05E-02	
9	14	89	10,61	9,44	5,99E-02	5,99E-01	5,66E-03	Promedio de HA_i
10	30	91	22,04	20,05	1,27E-01	1,27E+00	2,55E-02	7,88
11	11	73	9,04	6,60	4,18E-02	4,18E-01	2,76E-03	
12	16	26	11,76	3,06	1,94E-02	1,94E-01	5,93E-04	Suma Concentracion en Aire
13	7	40	7,22	2,89	1,83E-02	1,83E-01	5,29E-04	1,07E-01
14	33	25	24,75	6,19	3,92E-02	3,92E-01	2,43E-03	
15	12	67	9,54	6,39	4,05E-02	4,05E-01	2,59E-03	Concentracion en promedio de HR
16	25	74	17,92	13,26	8,41E-02	8,41E-01	1,11E-02	7,27E-02
17	6	34	6,82	2,32	1,47E-02	1,47E-01	3,41E-04	
18	31	45	22,92	10,31	6,54E-02	6,54E-01	6,75E-03	Prom de Concentracion en aire
19	28	52	20,33	10,57	6,70E-02	6,70E-01	7,08E-03	5,37E-03

Tabla 1. Concentración final de tritio en aire para un período breve de muestreo.

CONCLUSIONES

El método permite obtener concentraciones de tritio en aire en cualquier intervalo de tiempo dentro del intervalo de muestreo programado, en forma independiente de los volúmenes colectados y de la eficiencia de condensación de los equipos utilizados, con sólo fijar el período de interés en la planilla de cálculo.
El límite de decisión calculado basándose en la propagación total de la incertidumbre, permite calcular una MCD que sea más dependiente de la muestra, que si se determinara a priori, basándose solamente en el cálculo de la actividad de los blancos.
Debido al tratamiento termodinámico que se usa para el cálculo de la humedad absoluta, la presión total se considera aproximadamente constante tal que pequeñas variaciones en ella, no modifican sustancialmente el contenido de vapor en el volumen de aire analizado. No obstante esta presión puede variar dependiendo de la altura en que se encuentre la zona de muestreo, debiéndose hacer los ajustes correspondientes.

Información Técnica y Gráfica Institucional
SUBGERENCIA COMUNICACIÓN INSTITUCIONAL

www.arn.gob.ar

Estudio del mapa de circulación natural de un CANDU6 durante una pérdida de refrigerante con RELAP5

Guala, M.V.; Lazarte, A.I. y Ugarte, R.

Presentado en: Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear – AATN.
Buenos Aires, Argentina, 30 de noviembre al 4 de diciembre de 2015

ESTUDIO DEL MAPA DE CIRCULACIÓN NATURAL DE UN CANDU6 DURANTE UNA PÉRDIDA DE REFRIGERANTE CON RELAP5

Guala, M.V. [1]; Lazarte, A.I. [2] y Ugarte, R. [3]

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

En accidentes y transitorios postulados para el estudio de seguridad de un reactor nuclear, por ejemplo una pequeña pérdida de refrigerante sin el funcionamiento de las bombas principales, la refrigeración del calor residual se produce esencialmente por circulación natural a través del núcleo y con los generadores de vapor. En efecto, el movimiento del fluido se produce por una diferencia de densidades entre el fluido caliente y frío, cuando la fuente de calor y el sumidero se encuentran a diferentes alturas geométricas y persiste la capacidad de mantenimiento del sumidero. La configuración geométrica del sistema y los parámetros termodinámicos que gobiernan el flujo de refrigerante determinan la eficiencia de remoción del calor y la estabilidad de dicho flujo.

Una manera de caracterizar el comportamiento de una central ante estos eventos es mediante un mapa de circulación natural, comparándolo con el mapa de otras instalaciones y facilidades integrales representativas. Estos mapas se realizan con condiciones de contorno muy restrictivas como por ejemplo no dar crédito a los sistemas de inyección de agua de emergencia al sistema primario. El objetivo de este trabajo es caracterizar durante el accidente de pérdida de refrigerante los distintos modos de circulación natural, en simple fase líquida y en doble fase.

En el marco de la extensión de vida de la Central Nuclear Embalse, la ARN desarrolló un modelo de la planta completo en RELAP5 mod. 3.3 patch4 con el fin de la simulación de eventos y accidentes dentro de la base de diseño. Como parte de los estudios preliminares del modelo se ha evaluado el mapa de circulación natural obtenido mediante una pérdida pequeña de refrigerante sin tener en cuenta sistemas de procesos ni de seguridad. Por lo anterior este estudio no debe ser considerado un análisis de seguridad de la Central Nuclear Embalse. En este trabajo se presentan los resultados obtenidos para distintos tamaños de perdida (menores al 1%), con una potencia de decaimiento entre 2% y 5%, y con distintas configuraciones (con o sin aislación de circuitos). Se mostrará además el efecto de los canales refrigerantes horizontales durante la etapa de doble fase.

[1] mguala@arn.gob.ar,
[2] alazarte@arn.gob.ar
[3] rugarte@arn.gob.ar

STUDY OF A CANDU6'S NATURAL CIRCULATION MAP DURING A LOSS OF COOLANT ACCIDENT WITH RELAP5

Current nuclear power plant (NPP) safety analysis in given postulated accidents and transients, such as the one involving a small loss of coolant while the main pumps are unavailable; residual heat removal would occur essentially by natural circulation through the core and the steam generators. As a matter of fact, if the heat source and sink are at different geometric heights and the sump maintainability persists, the flow would be caused by unequal fluid densities found throughout the primary system. The geometrical layout and the thermodynamic parameters that govern the flow determine its stability and heat removal efficiency.

A means to characterize the behavior of a NPP during these events is through a natural circulation map. These maps represent a comparison tool among other NPPs as well as representative integral test facilities. In addition, they are made with strict boundary conditions that often consider the unavailability of the emergency water injection systems. The objective of this paper is to characterize the natural circulation modes in single liquid phase and double phase during the loss of coolant accident.

In order to simulate events and accidents within the design basis as part of the life extension of the Embalse Nuclear Plant, the ARN has developed a thermo-hydraulic model of CNE in RELAP5 mod. 3.3 patch 4. As part of the preliminary model testing, it has been evaluated a natural circulation cooling map obtained during a small coolant break while not taking into account process or safety systems. Therefore, this study should not be considered a safety analysis of the Embalse Nuclear Power Plant. This paper shows the results obtained with different break sizes (less than 1%), different power decay (2- 5%), while considering different configurations (with or without primary circuits isolation). The effect of the horizontal cooling channels shall be introduced during the double phase stage.

1. Introducción

La circulación natural (CN) es un mecanismo de interés en el diseño, operación y seguridad de un reactor nuclear y es un método pasivo para refrigerar el núcleo del reactor durante transitorios y accidentes. Esto es especialmente importante debido a que un reactor está diseñado para que el núcleo (fuente calórica) esté ubicado a una altura menor que los generadores de vapor (sumideros de calor) produciendo una fuerza neta que genera un caudal suficiente para remover la potencia de fisión o decaimiento nuclear. La capacidad de remover calor por CN en reactores es estudiada mayoritariamente para situaciones de accidente donde se pierde la circulación forzada.

El caudal de circulación a través del núcleo en el reactor en CN se obtiene por el balance entre las fuerzas de fricción y las de empuje (diferencias de densidad entre las ramas fría y caliente), por ejemplo, el cálculo para simple fase líquida se puede encontrar en [2].

En este trabajo se quiere caracterizar el comportamiento bajo ciertas hipótesis de la Central Nuclear Embalse (CNE) en el modo de CN. El estudio se realiza sobre un modelo de la CNE desarrollado de manera independiente al diseñador, por la ARN, en el código termohidráulico RELAP5 mod 3.3 patch 4.

Debido a la importancia que tiene la refrigeración en el reactor por circulación natural, en las últimas tres décadas se realizaron varias experiencias relacionadas con este tema. Por ejemplo, en F. D'Auria and M. Frogheri (2002) [1] se analiza información registrada de instalaciones experimentales integrales (ITF) como el SEMISCALE, LOBBY, BETSY, PACTEL, entre otras, y se establece un mapa de CN para evaluar la "performance" en CN para sistemas nucleares complejos, principalmente PWR. Cabe mencionar que la información de experimentos en CN para las ITF que representan reactores tipo CANDU6 no está muy difundida. Los ensayos efectuados en las ITF consistieron en realizar una pequeña pérdida de refrigerante en forma escalonada y cuasiestacionaria. Es decir, en las ITF, el ensayo consistió en extraer una cierta masa del sistema primario (equivalente a una reducción de inventario) y se permitía a las ITF alcanzar un nuevo estado cuasiestacionario. Las experiencias consideraban que las bombas principales del sistema primario se encontraban apagadas, los generadores de vapor (GV) disponibles como fuente fría y la potencia al refrigerante (entregada eléctricamente) era equivalente a una potencia de decaimiento en el rango de 2% al 5%. Cabe agregar que las experiencias no consideraron el accionamiento del sistema de inyección de emergencia al núcleo.

Este tipo de estudio, como el que se presentará aquí, se ha realizado también en otras centrales como Atucha I y II, que pueden encontrarse en [3] y [6] obteniéndose resultados que son próximos al comportamiento observado en las ITF. De las experiencias mencionadas se pueden identificar 3 modos de circulación natural:

- Simple fase donde el agua circula subenfriada.

  El flujo a través del núcleo es el resultado de un balance entre las fuerzas impulsoras y las resistivas. Las velocidades del fluido son suficientes para remover la potencia del reactor en ebullición nucleada subenfriada y en los regímenes de transferencia de calor en convección forzada. Es de esperar del diseño de un reactor nuclear que la CN, teniendo disponibilidad de los GVs, pueda remover la potencia de decaimiento del núcleo durante un cierto período de tiempo.

- Doble fase donde se produce vapor en cantidades significativas.

Estas condiciones ocurren como consecuencia de la pérdida de inventario másico del sistema primario. El caudal de circulación también resulta del balance de las fuerzas impulsora y la resistiva. La diferencia respecto del caso anterior es el contenido de vapor en algunos lugares del sistema primario aumenta maximizando la diferencia de densidades. El resultado neto es un máximo en la gráfica de caudal másico en función del inventario por prevalencia de las fuerzas impulsoras.

- Condensación de reflujo, la circulación es mayormente de vapor y parte de este es condensada en el GV.

Condensación por sifón: cuando el inventario másico decrece por debajo de un cierto valor ocurren simultáneamente una disminución de las fuerzas impulsoras, poca diferencia de temperatura a través de los tubos en U de los GVs y condensación en la parte ascendente de los tubos en U. Esto da origen a oscilaciones en el flujo de entrada al núcleo.

Condensación de reflujo: a bajos inventarios másicos de refrigerante y a baja potencia del núcleo, las velocidades de vapor son bajas en la parte superior del sistema. Hay una interacción leve en la interfase líquido-vapor que no es suficiente para producir el fenómeno de limitación por el contra-corriente. En estas condiciones el líquido que es condensado en la parte ascendente de los tubos en U puede descender por la misma rama hacia la rama caliente y hacia el núcleo.

Ocurrencia de Dry-out: es un punto específico de la curva de transferencia de calor en doble fase, e implica que existe vapor en contacto con la fuente caliente. El "dry-out" no se debe considerar como un régimen de CN, aunque ocurra cuando el inventario másico es menor al 40% del valor nominal.

Se debe tener en cuenta que el cambio de fase implica una absorción mayor de calor ya que se necesita energía para evaporar (calor latente de vaporización). Para los dos primeros modos el parámetro más importante que gobierna la remoción de calor es el caudal en el circuito. En el tercer modo de CN el caudal medio en el circuito primario o a través de los GVs puede ser virtualmente nulo o muy pequeño.

1.1 El mapa de régimen de flujo

En [1] se construyó un mapa de régimen de flujo en CN, representando caudal másico en el sistema primario en el eje de las ordenadas y el inventario másico porcentual respecto al inventario nominal en el eje de abscisas. Al 100% de inventario másico, el caudal de CN corresponde a una situación con las bombas principales paradas considerándose potencia de decaimiento y los GVs a presión y nivel nominales (correspondientes a una potencia determinada) constantes y con agua de alimentación disponible.

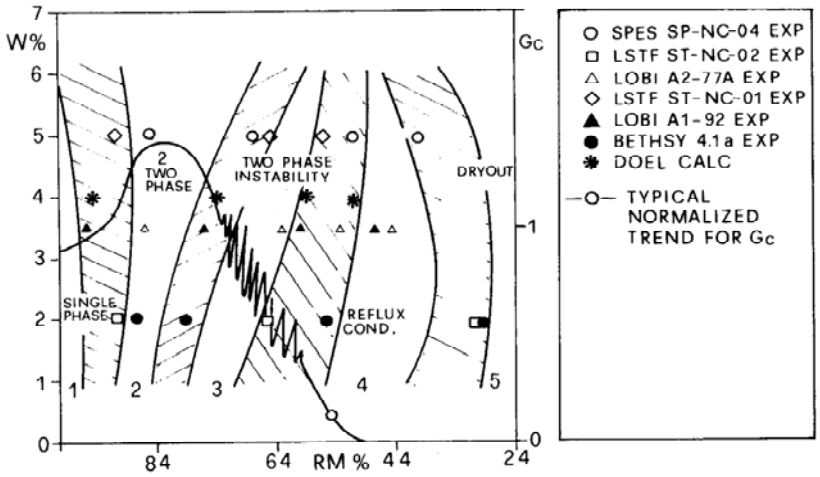


Figura 1. Distintas fases de funcionamiento en CN, principalmente para ITF, obtenida de [1]

Siguiendo la Figura 1, y como se mencionó anteriormente, el caudal aumenta hasta alcanzar un máximo para un inventario próximo al 85% del nominal correspondiente a la región en CN en doble fase. En la región decreciente del mapa de flujo se generan inestabilidades por condensación en termosifón que producen oscilaciones de menor amplitud. La condensación de reflujo es caracterizada por un flujo neto prácticamente nulo a la entrada del núcleo aunque podría haber flujos ascendentes y descendentes de una mezcla bifásica y líquido saturado a la salida del núcleo. Finalmente cuando ocurre el “dry-out”, en rangos de inventario másico entre 25% y 40%, las temperaturas en las vainas y combustibles son tales que se producen las fallas de los mismos.

1.2 Mapa de flujo en CN de las facilidades integrales (NCFM)

En las ITF se han realizado varios experimentos de CN. Para estas experiencias, las principales variables que definen la evolución son la potencia lineal del elemento combustible, la fracción nominal de la potencia y la presión del sistema primario. Los valores medidos de caudal de entrada, la potencia del núcleo, el inventario másico del refrigerante y el volumen neto del sistema primario han sido utilizados para construir un mapa de flujo en CN (en inglés, NCFM) para cada una de las ITF. Para un gran conjunto de ITF se construyó el mapa de CN con el inventario remanente por unidad de volumen en el eje horizontal (RM/V) y el cociente entre el caudal y la potencia en el eje vertical (G/P). Con estas curvas se generó una curva envolvente, considerando que si una curva experimental está por debajo del límite inferior de la envolvente, el caudal de ese reactor no es suficiente para refrigerar el núcleo. Las curvas experimentales de las ITF y su curva envolvente se muestran en las Figura 2 y Figura 3, respectivamente.

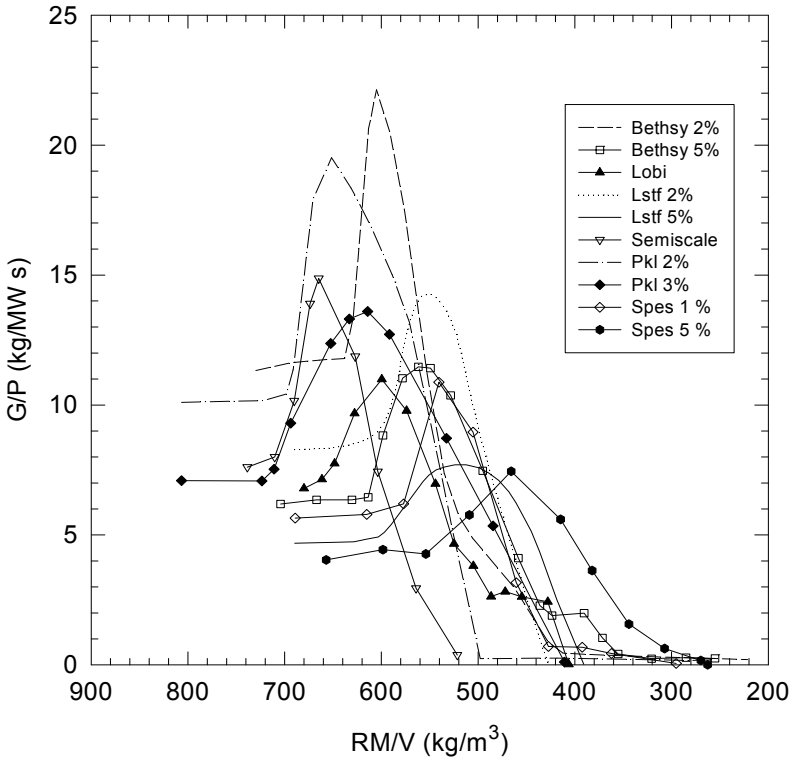


Figura 2. Evolución del flujo para distintas ITF, obtenida de [1].

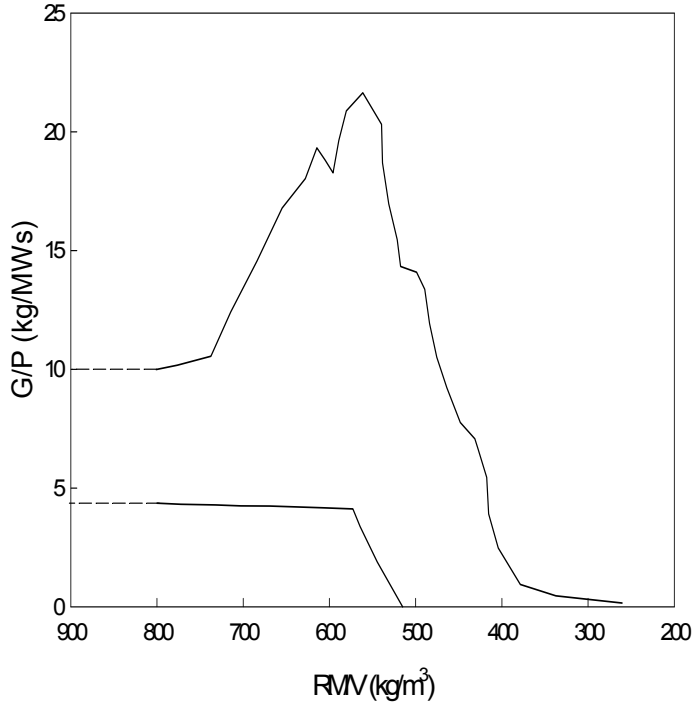


Figura 3. Envolvente de la evolución del flujo para distintas ITF, obtenido de [1]

2. Desarrollo

2.1 Descripción de la Central Nuclear Embalse

La Central Nuclear Embalse (CNE) es un reactor nuclear tipo CANDU6, presurizado y diseñado para operar con agua pesada. El núcleo está compuesto por 380 canales refrigerantes horizontales, cada uno con 12 manojos de elementos combustibles (EECC) y una longitud activa por EECC de 50 centímetros aproximadamente. Por cada canal circula refrigerante ingresando desde un colector de entrada a través una cañería denominada alimentador hacia el núcleo. El refrigerante luego de pasar por el núcleo, pasa por un alimentador de salida hacia un colector. El Sistema Primario de Transporte de Calor (SPTC) posee dos circuitos con cuatro colectores (dos de entrada y dos de salida), es decir cada circuito tiene dos pasos por el reactor.

El SPTC cuenta con un presurizador que controla la presión en ambos circuitos. El caudal de refrigeración es suministrado por sus cuatro bombas principales. La Figura 4 ilustra un esquema simplificado del circuito 1 del SPTC.

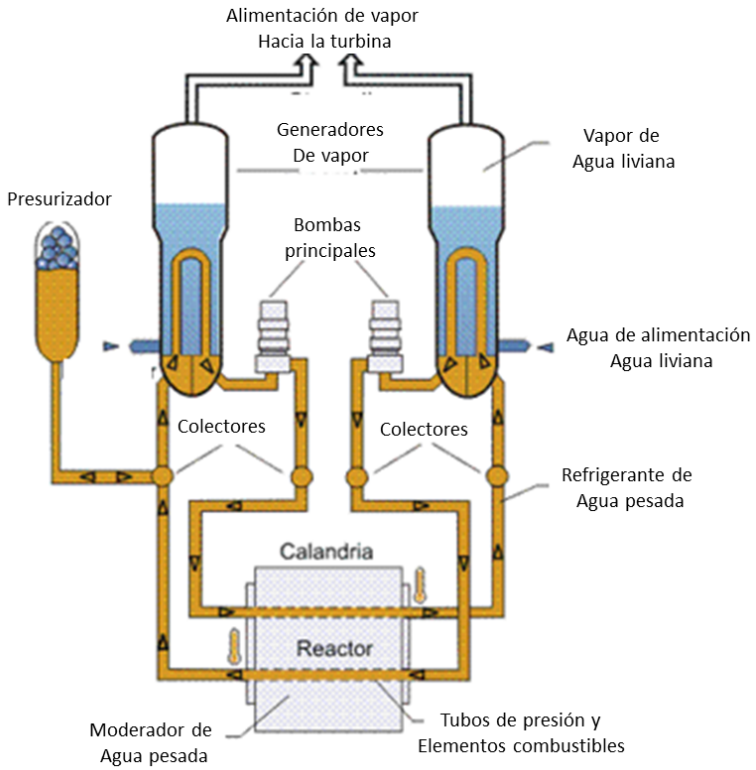


Figura 4. Uno de los circuitos del SPTC de la CNE

El caudal de todo el circuito primario es de aproximadamente 8600 kg/s. Este caudal debe distribuirse en los 380 canales de forma tal que a la salida de los mismos se obtenga un valor similar de entalpía entre ellos. Debido a lo anterior, los alimentadores de entrada y salida tienen distinta forma (longitud, accesorios, etc.) entre canal y canal. Por simplicidad y a los fines de abreviar la descripción solo se muestra un único circuito de refrigeración del núcleo en forma esquemática (Figura 4).

Finalmente el calor generado en el núcleo se transfiere del SPTC al sistema secundario a través de cuatro GVs. Del lado secundario ingresa al GV agua liviana subenfriada, donde se calienta hasta evaporarse utilizando con el calor suministrado por el re-

frigerante del circuito primario a través de los tubos en U. El vapor proveniente de los distintos GVs se dirige a un colector principal a través de cuatro líneas de vapor, este colector provee vapor a la turbina.

2.2 Modelado de la CNE en RELAP5 para CN

Este trabajo pretende analizar el comportamiento en una condición de CN del modelo termohidráulico simplificado de la CNE con cinética puntual que se realizó por la ARN utilizando el código termohidráulico RELAP5 mod 3.3 patch 4. Este modelo se desarrolló para adquirir conocimiento de la evolución de accidentes en un CANDU y para la revisión, de manera independiente, del análisis de seguridad a ser presentado para el PEV. El objetivo es poder comparar las curvas del modelo con el NCFM realizado en [1] para corroborar que la performance del modelo de la CNE para CN es similar a la de un PWR. Se realizó un cálculo de la evolución de la planta para una pequeña pérdida de refrigerante a través de un colector de entrada.

Para el estudio de la CNE se modeló el núcleo, las tuberías y componentes del sistema primario (colectores, bombas, tubos en U de los GVs, etc), el sistema moderador (no tenido en cuenta para este trabajo), el sistema secundario, las líneas de vapor, el sistema de agua de alimentación normal y auxiliar (simplificados con Condiciones de Contorno), sistema de control de inventario, etc. [4]. Cabe señalar que algunos de los sistemas de planta mencionados fueron modificados para el análisis que se realiza en este trabajo.

El núcleo se modeló en 5 zonas más dos canales individuales por cada paso, dado un total de 24 canales, según como puede observarse en la Figura 4.

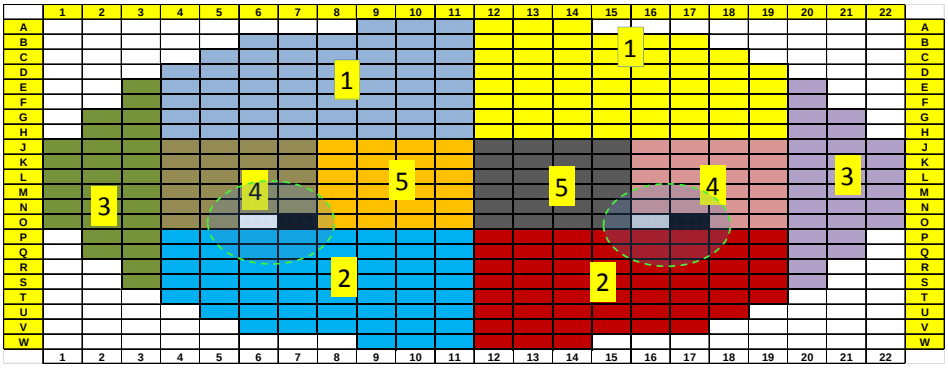


Figura 5. Zonificación del núcleo.

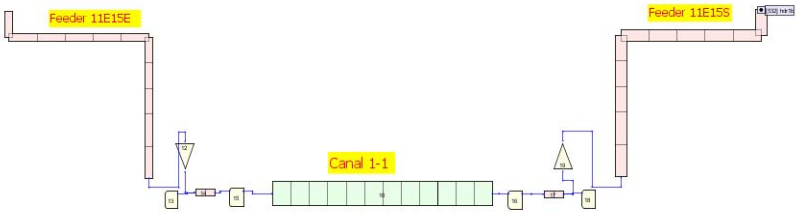


Figura 6. Canal representativo de la zona 1 del circuito 1 del núcleo.

El resto del circuito primario se muestra en la Figura 7 donde se observan la rama caliente y fría del circuito asociado a la zona representada en la Figura 6. La bomba ha sido modelada como una del tipo “Bingham”, los 3550 tubos en U son representados por una única cañería con un área equivalente y con la misma área de transferencia al secundario.

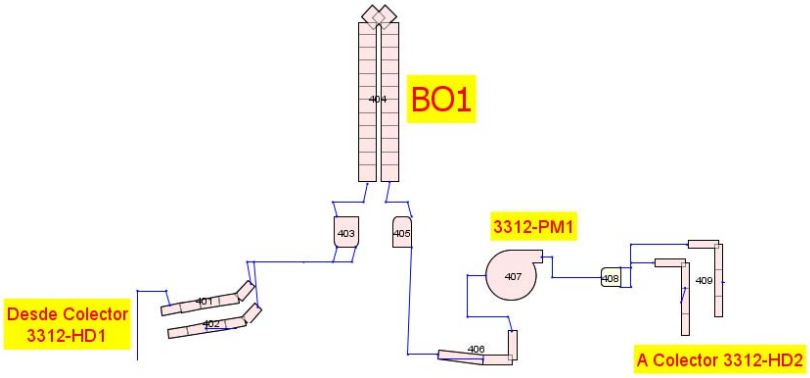


Figura 7. Sistema Primario de Transporte de Calor

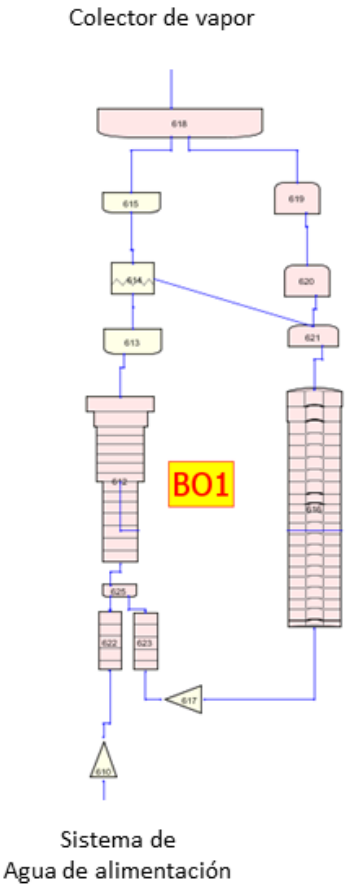


Figura 8. Esquema del lado secundario de un generador de vapor.

El modelo contiene aproximadamente 450 componentes hidráulicos, que representan alrededor de 2000 volúmenes de control, si bien está acoplado a un modelo de cinética puntual, esto fue desactivado y la potencia se entrega de forma externa por el usuario.

Los sistemas de control de procesos del sistema secundario también fueron desconectados del modelo, además se modificó el control del presurizador para simplificarlo. La Figura 8 muestra el modelado de un GV del sistema secundario.

En el modelo utilizado, la turbina y el suministro de agua de alimentación fueron representados mediante la aplicación de condiciones de contorno. El GV está compuesto por dos calotas, el “riser”, el “downcomer”, el separador, el precalentador y el domo. La temperatura del agua de alimentación que ingresa a los GVs es de 158°C y abandona el GV a la temperatura de saturación a una presión de 4.69 MPa.

En cada volumen de control el código resuelve las seis ecuaciones correspondientes a conservación de masa, momento y energía, tres correspondientes al líquido y tres correspondientes al vapor, más las relaciones constitutivas requeridas.

Dado que el objetivo es simular la evolución de la planta para el estado de refrigeración por CN se utilizaron condiciones de contorno e iniciales conforme a este objetivo. Las condiciones iniciales de los parámetros termodinámicos de la planta fueron tomadas de la documentación de diseño de la planta.

2.3 Simulación de una pérdida pequeña

Se postula generar una pérdida en el colector HDR6 en el rango de 0,25 ($5x10^{-4}$ m^2) al 1% ($2x10^{-3}$ m^2) respecto del área de la perdida doble guillotina de un colector de entrada al núcleo. La pérdida es simulada con una válvula de descarga de área equivalente que se abre en 15 milisegundos. El fluido refrigerante descarga a un volumen de control (contención) que se encuentra a una presión constante de 1 bar.

El modelo de flujo crítico de descarga es el de Henry-Fauske, con las opciones por defecto del código.

2.3.1 Condiciones iniciales y de borde

Luego del apagado del reactor, se hace decrecer la potencia siguiendo la curva de decaimiento hasta alcanzar valores de 2%, 3.5% y 5% de PP, y que es mantenida constante durante el resto de la simulación. Una vez alcanzado un estado estacionario con la potencia de decaimiento, se apagan las cuatro bombas del sistema primario, y nuevamente se deja alcanzar un nuevo estado estacionario.

Se ha simulado un conjunto diverso de transitorios, considerando variaciones de condiciones de planta, especialmente del instante en el que ocurre la aislación de circuitos. En la planta, la señal de aislación se produce cuando se alcanza un cierto valor de presión y como los circuitos se separan, la evolución de los eventos depende del instante en que esta aislación se lleva a cabo. Además para probar la influencia sobre el cálculo, todos eventos se simularon con dos tipos de nodalizaciones distintas de colectores, considerándolos como dos nodos con flujo vertical o como un nodo con flujo horizontal.

Tabla 1. Casos de estudio en el modelo de la CNE para CN.

Caso	Área de la pérdida [m2]	Potencia	Orientación del colector	Aislación
1	2e-3	2%	Vertical	No
2	2e-3	2%	Horizontal	No
3	2e-3	3.5%	Vertical	No
4	2e-3	3.5%	Horizontal	No
5	2e-3	5%	Vertical	Si (t=0)
6	2e-3	5%	Horizontal	Si (t=0)
7	2e-3	5%	Vertical	Si (señal de LOCA)
8	2e-3	5%	Horizontal	Si (señal de LOCA)
9	5e-4	5%	Vertical	Si (t=0)
10	5e-4	5%	Horizontal	Si (t=0)
11	5e-4	5%	Vertical	Si (señal de LOCA)
12	5e-4	5%	Horizontal	Si (señal de LOCA)

Los pasos (temporales) seguidos son:

- Se realiza una corrida de 50 s para alcanzar un estado estacionario hasta la potencia de decaimiento con todos los sistemas funcionando normalmente y con las bombas principales encendidas.

- A los 50 s se apagan las 4 bombas principales y se deja evolucionar hasta que los caudales en el sistema primario alcanzan un nuevo estado estacionario.
- A los 800 s se abre la válvula que simula la pérdida.
- Posteriormente se deja evolucionar de manera similar a lo que ocurriría en planta pero sin la inyección del agua de emergencia. Señal de LOCA: se aísla el presurizador y el sistema de control de inventario en los casos 7, 8, 13 y 14 de la tabla 1.
- La finalización del evento ocurre, en general, por falla del código por alcanzarse temperaturas de vaina o de combustible fuera de las tablas de materiales considerados o cuando se observa un caudal nulo en el núcleo por alguna centena de segundos.

3. Resultados

A continuación se muestran los distintos casos modelados por esta ARN con RELAP5 para CN. Los primeros casos corresponden al análisis sin aislación entre circuitos donde existe transferencia de inventario entre el circuito intacto y el roto.

En las **¡Error! No se encuentra el origen de la referencia.** y Figura 10 se muestran los resultados de los casos 1 y 2 de la tabla 1.

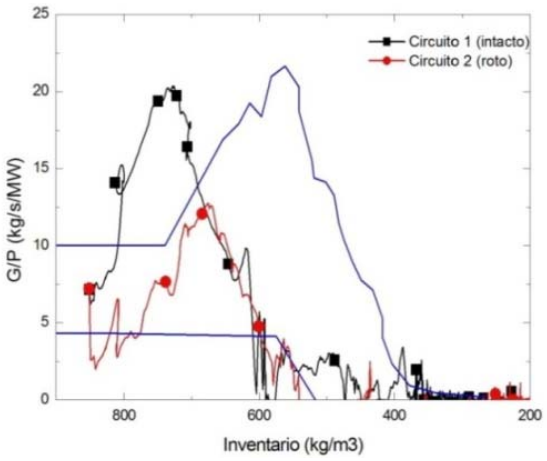


Figura 9. Mapa de circulación natural para una pérdida de área $2x10^{-3}$ m^2 con potencia de decaimiento del 2% PP, sin aislación de circuitos y con colectores verticales.

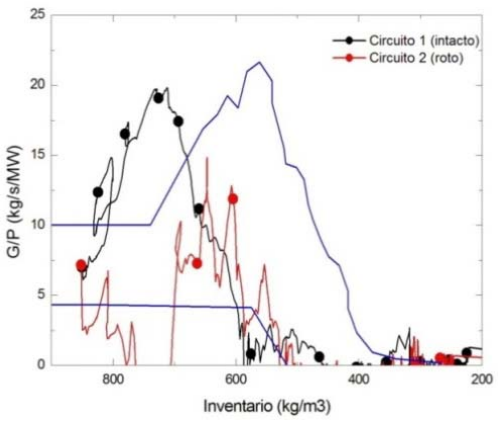


Figura 10. Mapa de circulación natural para una pérdida de área $2x10^{-3}$ m^2 con potencia de decaimiento del 2% PP, sin aislación de circuitos y con colectores horizontales.

Como puede verse de en las **¡Error! No se encuentra el origen de la referencia.** y Figura 10 (transitorios sin aislación de circuitos) el comportamiento entre el circuito roto y el intacto es marcadamente diferente. El circuito intacto muestra un comportamiento muy similar al esperado en otro tipo de centrales como PWR, a pesar de la diferencia geométrica en el núcleo. En el caso del roto se observa un comportamiento bastante diferente al esperado, al menos al inicio del mismo. En parte, esta diferencia está asociada a que inicialmente debido al intercambio de masa entre circuitos, el circuito intacto aumenta el caudal y se observa algún bucle, mientras que el caudal en el circuito roto se hace prácticamente nulo o negativo (indicando inversión de caudal en dicho circuito).

Para inventarios entre los 700 – 600 kg/m^3 se observa el máximo indicado anteriormente debido al incremento de la fracción de vacío y a la maximización de la diferencia de densidades. En el caso del circuito roto, hay varias oscilaciones y máximo locales debido a las recirculaciones entre canales o aumentos de caudal en algún canal y decrecimientos en otros del mismo circuito. Para inventarios menores a 500 – 400 kg/m^3 se observa que el caudal tiende a cero. También se ve que para nodalizaciones distintas de colectores, la curva presenta algunas diferencias, esto se debe a que si se modelan colectores horizontales se va a permitir la estratificación de los mismos.

En las Figura 11 y Figura 12 se muestran los resultados de los casos 3, 5,11 y 13 de la tabla 1.

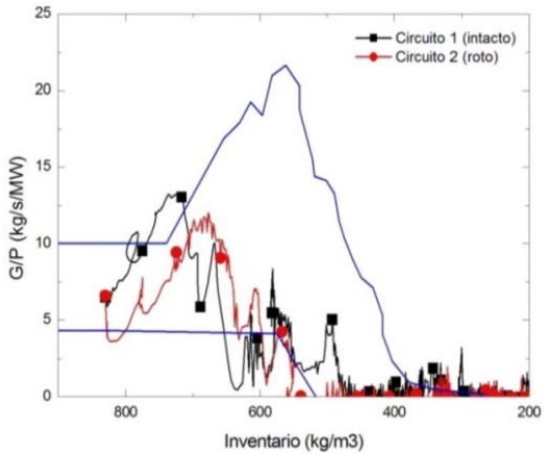


Figura 11. Mapa de circulación natural para una pérdida de área 2x10^{-3} m^2 con potencia de decaimiento del 3.5% PP, sin aislación de circuitos y colectores verticales.

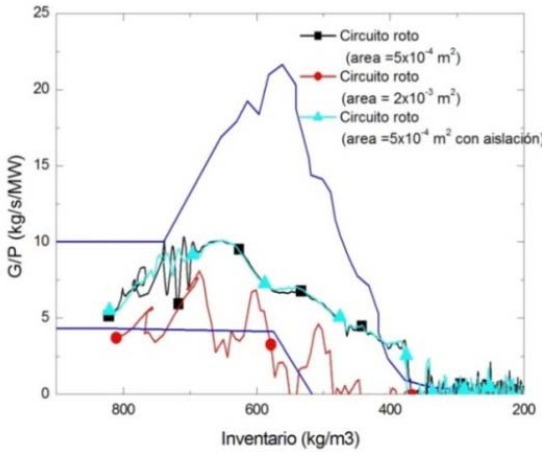


Figura 12. Mapa de circulación natural para para una pérdida de área 5x10^{-4} y 2x10^{-3} m^2 con potencia de decaimiento del 5% PP, con y sin aislación de circuitos y colectores verticales.

En la Figura 11, se puede ver que sin la aislación entre circuitos, ambos tienen la tendencia esperada pero desplazada en el inventario (y en consecuencia en el tiempo) que en los casos anteriores, cuando se entra en la circulación natural en doble fase se presentan importantes oscilaciones que ocurren por recirculaciones entre canales. Figura 12 se observa que el comportamiento del circuito roto está dentro de la curva envolvente para perdidas pequeñas. Este circuito con aislación temprana o tardía (casos 9 y 11 Tabla 1) muestra un comportamiento similar al esperado en otro tipo de centrales como PWR, con un caudal máximo reducido. En el caso de una perdida de área de 2x10^{-3} m^2 se observa un comportamiento errático, esto se debe a la inversión del caudal en los canales. Este tipo de comportamiento no puede observarse en reactores tipo PWR o en los análisis realizados para la CNA-I/II y está relacionado con que la presión de entrada en los canales debido a las alturas hidrostáticas de líquido son distintas en los canales superiores que en los inferiores. Debido a esto pueden darse situaciones que además de tener una circulación a través de los GVs haya recirculación entre canales.

Para inventarios entre los 700 – 600 kg/m^3 se observa el máximo, este fenómeno se presenta en todos los casos par el mismo inventario. Para estos casos también se observa que en inventarios menores a 500 – 400 kg/m^3 el caudal tiende a cero. Sin embargo, en la figura 12 se verifica que aún para inventarios menores a los 400 kg/m^3 aún hay circulación en el núcleo. Es decir, se puede obtener mantener circulación natural aún para inventarios menores a reactores del tipo PWR.

Para verificar las recirculaciones en los canales se muestran en las Figura 13 y Figura 14 los caudales de circulación en uno de los pasos del circuito roto para los casos 11 y 1 respectivamente. Se puede ver que cuando no hay aislación de circuitos, el caudal en alguno de los canales se invierte de sentido en forma temprana desde el inicio de la perdida. Esto no indica que se pierda refrigeración de canales sino que se reduce el caudal a través de los GV. Este tipo de comportamiento no es observado cuando ocurre aislación circuitos, en los cuales, el cambio de dirección se produce para bajos inventarios.

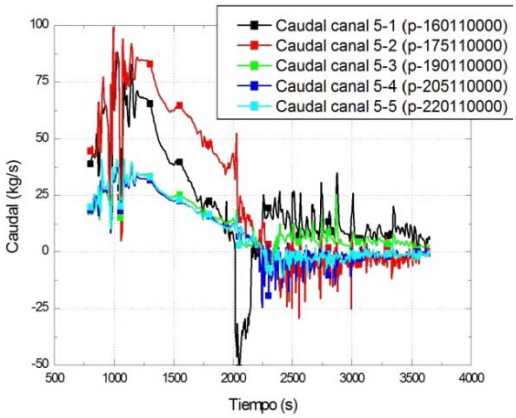


Figura 13. Caudal de circulación en canales para pérdida de área $5x10^{-4}$ m^2 con potencia de decaimiento del 5% PP, con señal de aislación de circuitos (caso 11).

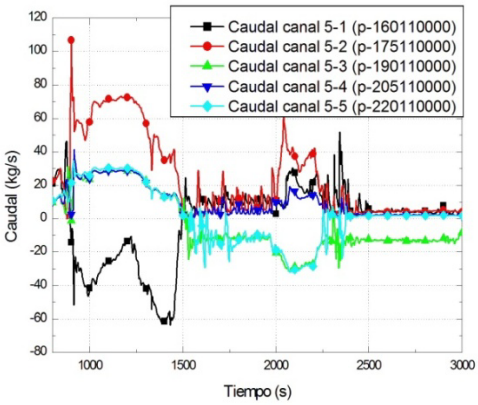


Figura 14. Caudal de circulación en canales para una pérdida con área de $2x10^{-3}$ m^2 con potencia de decaimiento del 2% PP, con señal de aislación de circuitos (caso 1).

4. Conclusiones

Se analizó el comportamiento de la CNE en una condición de CN utilizando un modelo realizado por la ARN en el código termohidráulico RELAP5 mod 3.3 patch 4 del modelo termohidráulico se obtuvo un mapa de circulación natural de la CNE para perdidas de varios tamaños y potencias. Los tamaños de estas pérdidas son lo suficientemente pequeños que generan un comportamiento equivalente a extracciones cuasiestacionarias. Los resultados se encuentran dentro de un comportamiento esperable comparándolo con las ITF. Se simularon los transitorios con dos tipos de nodalizaciones distintas de colectores, viendo diferencias en aquellos casos donde no existe aislación de circuitos en ningún momento, pero obteniendo los mismos resultados en los otros casos.

Se observa un comportamiento propio de los reactores del tipo CANDU y no se ha verificado en otras ITF o en los modelos que se han hecho de la CNA I/II, que es la recirculación entre canales refrigerantes y los colectores. Esta recirculación no impide la refrigeración de núcleo.

Agradecimientos

Se agradece la participación activa del CIMEC (Centro de investigación de mecánica computacional) en el desarrollo del modelo utilizado para este trabajo. También a la colaboración brindada por personal de NA-SA para proveer información adicional requerida.

5. Referencias

[1]. F. D'Auria and M. Frogheri, “Use of a natural circulation map for assessing PWR performance,” Nuclear Engineering and Design, vol. 215, no. 1-2, pp. 111–126, 2002.

[2]. R.B. Duffey and J. P. Sursock, “Natural circulation phenomena relevant to small breaks and transients,” Nuclear Engineering and Design, vol. 102, no. 2, pp. 115–128, 1987.

[3]. J.C. Ferreri, O. Mazzantini, M.A. Ventura, R.D. Rosso, and F. D'Auria, “Natural circulation in the CNA-I PHWR NPP—characterization based on flow maps,” in Proceedings of the 10th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-10 '03), Seoul, Korea, october 2003.

[4]. Lazarte A.I., Schiliuk N., Guala M.V., “Modelo de la central nuclear embalse con RELAP5: aplicación para un disparo de turbina”. A ser presentado en la reunión de la AATN 2015 - XLII Reunión Anual, 30 de noviembre al 4 de diciembre de 2015.

[5]. Alejandro I. Lazarte and J.C. Ferreri. “Natural Circulation Characterization of the CNA-II PHWR based on Flow Maps using RELAP5”. Published in the 9th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-9) N9P0037 Kaohsiung, Taiwan, september 9-13, 2012.

[6]. O. Mazzantini, J. C. Ferreri, F. D’Auria y C.P. Camusso, “Natural Circulation in the ATUCHA-I PHWR Nuclear Power Plant,” Sciencie and Thecnology Installations, Volume 2007.

[7]. United States Nuclear Regulatory Commission, 2001 and 2002, RELAP5/MOD3.3 Code manual, Volumes 1-8, by Information Service Laboratory Inc. Nuclear Safety Division, NUREG/CR-5535/Rev.1.

Evaluación de las consecuencias radiológicas en una emergencia nuclear en Argentina

Kunst, J.; Rodriguez, M. y Sadañiowski, I.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 de abril de 2015

Evaluación de las Consecuencias Radiológicas en una Emergencia Nuclear en Argentina

Kunst, J.; Rodriguez, M. y Sadañiowski, I.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

El Centro Control de Emergencias (CCE) de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) utiliza diversas herramientas para estimar la dispersión de contaminantes radiactivos y determinar las consecuencias radiológicas en los alrededores durante una emergencia nuclear.

El objetivo principal de este trabajo es describir las herramientas utilizadas para realizar evaluaciones en un accidente nuclear e intentar, si fuera necesario, una estimación inversa del término fuente. Además, se describen la obtención de los parámetros meteorológicos, los resultados de los modelos y su utilidad para la toma de decisiones.

Para la estimación de los contaminantes radioactivos dispersos en la atmósfera, el CCE utiliza el código SEDA, desarrollado por la ARN, que permite obtener las líneas de isodosis e isoconcentración a una escala local (20 km), y el International Exchange Program (IXP), desarrollado por el National Atmospheric Release Advisory Center (NARAC), para la escala regional. Por otro lado, para la dispersión a escala global, a través del Servicio Meteorológico Nacional de Argentina (SMN) se obtiene la asistencia de la Organización Meteorológica Mundial (WMO), quien transmite el pedido para correr los modelos a los Centros Regionales Meteorológicos Especializados (RSMC). Una ventaja importante es que los resultados de los modelos pueden ser integrados al Sistema de Información Geográfica que posee la ARN permitiendo realizar cruces de información y de esta manera plasmar posibles escenarios de acción para actuar antes, durante y en la etapa de post emergencia.

Palabras claves: emergencias nucleares - dispersión atmosférica – evaluación de consecuencias radiológicas

1. INTRODUCCIÓN

La República Argentina posee tres reactores nucleares en funcionamiento, la Central Nuclear Atucha – Unidades I y II, en la localidad de Lima, provincia de Buenos Aires; y la Central Nuclear Embalse, en la localidad de Embalse Río Tercero, provincia de Córdoba. Las dos centrales nucleares son operadas por la empresa Nucleoeléctrica Argentina SA (NA-SA).

La Autoridad Competente en cuanto a la regulación y fiscalización en materia nuclear es la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), según la Ley Nº 24.804 (Ley Nacional de la Actividad Nuclear) y su Decreto Reglamentario Nº 1.390. Este decreto también establece las funciones de la ARN relacionadas a la preparación, capacitación y respuesta en cuanto a emergencias nucleares y radiológicas (ARN, 2012).

La ARN es responsable de la respuesta en el exterior de la Central y la encargada de dirigir las Organizaciones de Respuesta en caso de emergencia nuclear (ARN, 2012). Por ello, es de suma importancia poseer las herramientas y conocimientos necesarios para evaluar la dispersión atmosférica del material radioactivo liberado y sus posibles consecuencias en la población y los alimentos.

En caso de emergencia radiológica y/o nuclear el Centro Control de Emergencias (CCE) de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) utiliza modelos de cálculo para estimar la dispersión de contaminantes radiactivos y evaluar las consecuencias radiológicas en los alrededores. Estos modelos requieren información relevante tales como características de la fuente de emisión, del material que podría emitirse y de las condiciones meteorológicas en el lugar de la emergencia. Este tema es de vital importancia en el momento de la toma de decisiones durante una emergencia; los resultados de las evaluaciones realizadas en este tema serán también complementados con los resultados del monitoreo ambiental en la zona de emergencia.

Si bien la probabilidad de ocurrencia de un accidente nuclear es muy baja, debido a las medidas de seguridad tomadas, no es imposible que esto ocurra y sus consecuencias son potencialmente significativas, por lo cual es necesario prepararse para la respuesta ante una eventual emergencia nuclear. Las consecuencias pueden resultar moderadas o leves si se aplican correctamente medidas de protección específicas.

2. DISPERSIÓN ATMOSFERICA Y EVALUACIÓN DE CONSECUENCIAS

Los modelos de dispersión atmosférica son básicamente representaciones de la capa límite de la atmósfera, que acoplada con información del accidente radiológico o nuclear (término fuente, tipo de accidente, duración de la emisión, condiciones topográficas, etc.) pueden brindar la capacidad de predecir las consecuencias radiológicas durante la respuesta a emergencias.

Los efluentes liberados por la instalación en caso de emergencia (también en operación normal) se dispersan en la atmósfera debido a fenómenos de transporte de masa y a los movimientos producidos en ésta. La dispersión atmosférica produce un patrón de distribuciones espaciales de la concentración de radionucleidos en la atmósfera, cuyos valores máximos se encuentran cerca de la fuente y van disminuyendo hasta valores varios órdenes menores al alejarse de ella.

La concentración de un contaminante depende, entre otras cosas de:

- La fuente (forma, cantidad y calidad de la emisión)[1];
- El decaimiento radiactivo del radionucleido;
- Variables climáticas y topográficas que afecten su transporte y dispersión;
- Su retención por la interacción con la superficie de sólidos y/o cuerpos de agua (depósito seco), así como la interacción con gotas de lluvia, niebla o nubes (depósito húmedo);

[1] Desde el punto de vista de las consecuencias radiológicas en la población, el parámetro técnico más importante es el llamado término fuente definido como: la composición de la liberación, la actividad de cada uno de los nucleídos liberados, el momento en que comienza la liberación, la duración y la altura de la emisión potencial o real, siendo esta última determinada por la presión y temperatura de la emisión.

- Su interacción con seres vivos (vegetales, animales).

Los modelos de cálculo intentan representar de la mejor forma posible, como influyen todos estos factores en la dispersión del contaminante. Estos incluyen modelos de transferencia de radionucleidos, a través de las distintas vías de irradiación:

- Inhalación: Irradiación interna por respirar dentro de la nube;
- Inmersión en la nube: Irradiación externa durante el pasaje de la nube radiactiva. Se integra al tiempo de pasaje de la nube;
- Irradiación externa: Irradiación debida a los aerosoles depositados sobre el terreno.

Es importante destacar que es posible evaluar el término fuente utilizando una estimación inversa basada en datos del monitoreo ambiental. Este método fue aplicado por el grupo de evaluación del CCE para estimar el término fuente en simulacros internacionales, basados en datos de tasa de dosis y depósito superficial provistos como información durante el ejercicio; asimismo fue utilizado por las autoridades japonesas durante el accidente de Fukushima (The National Diet of Japan, 2012).

3. MODELOS UTILIZADOS

En esta sección se describirán los datos de entrada necesarios para la utilización de los modelos y los métodos de obtención de dichos datos, los modelos de cálculo utilizados, y la descripción de los productos obtenidos.

3.1. Datos de entrada

Los datos de entrada necesarios para ejecutar los modelos podrían definirse en dos grupos:

- Datos Meteorológicos

Para correr los modelos de cálculo son necesarios varios datos meteorológicos entre ellos velocidad y dirección del viento, la existencia o no de precipitaciones y la clase de estabilidad atmosférica.
La estabilidad es el grado con que la atmósfera genera o suprime los movimientos turbulentos y puede clasificarse según las categorías de Pasquill (Turner, B. 1970). La clase de estabilidad no es un parámetro medible directamente por un sensor, sino que debe estimarse indirectamente a partir de otros datos meteorológicos. Existen numerosos métodos para calcular la clase de estabilidad, pero en el CCE se trabaja particularmente con dos métodos, que se describen a continuación:

- Primer método:

La Regulatory Guide de la U.S. Nuclear Regulatory Commision (US-NRC, 2007), utiliza una clasificación basada sólo en el gradiente térmico para determinar la clase de estabilidad, tanto de día como de noche.
Este método se basa en la clasificación del gradiente de temperatura ($\Delta T/\Delta H$), en base a la siguiente tabla:

Tabla N°1

P-G Class	(DEGREE C/100M)
A	DT<=-1.9
B	-1.9<DT<=-1.7
C	-1.7<DT<=-1.5
D	-1.5<DT<=-0.5
E	-0.5<DT<=1.5
F	1.5<DT<=4.0
G	4.0<DT

Fuente: Regulatory Guide 1.23 (US-NRC, 2007)

- Segundo método:

La guía 454/R-99-0052 de la Environmental Protection Agency (EPA) describe diferentes métodos para calcular la clase de estabilidad atmosférica, uno de ellos, el SRDT method (solar radiation/delta-T) utiliza:
- Durante el día: velocidad del viento y radiación solar; y,
- Durante la noche: gradiente de temperatura en función de la altura y velocidad del viento.
Debido a que durante la noche no hay radiación solar, se presenta la alternativa de reemplazarla por el gradiente de temperatura durante la noche.

Tabla N°2

Key to Solar Radiation Delta-T (SRDT) Method for Estimating Pasquill-Gifford (P-G) Stability Categories

DAYTIME

	Solar Radiation (W/m^2)			
Wind Speed (m/s)	≥ 925	925 - 675	675 - 175	< 175
< 2	A	A	B	D
2 - 3	A	B	C	D
3 - 5	B	B	C	D
5 - 6	C	C	D	D
≥ 6	C	D	D	D

NIGHTTIME

	Vertical Temperature Gradient	
Wind Speed (m/s)	< 0	≥ 0
< 2.0	E	F
2.0 - 2.5	D	E
≥ 2.5	D	D

Fuente: Meteorological Monitoring Guidance for Regulatory Modeling Applications, EPA (2000).

[2] Meteorological Monitoring Guidance for Regulatory Modeling Applications, EPA-454/R-99-005, United States Environmental Protection Agency, Office of Air Quality, Planning and Standards, February 2000.

- Otros métodos:

Existe también otra metodología más antigua, el esquema original desarrollado por Pasquill (Turner, B. 1970), quien combinaba la velocidad del viento medida a 10 mts con la irradiación solar durante el día y la cobertura nubosa durante la noche para obtener la clase de estabilidad. Este método no es retrospectivo, sino que es útil para determinar la clase de estabilidad en el momento en que se necesite. Además depende fuertemente de la percepción del observador, es decir que no resulta ser un método objetivo.
Luego, a partir del método desarrollado por Pasquill, Turner desarrolló su propio esquema, realizando ajustes al modelo anterior y determinando la irradiación solar a partir del ángulo solar, el cual es función del momento del día y del año, así como de la latitud del sitio de interés (Hunter, C., 2012).
Si bien son métodos antiguos, ambos resultan útiles cuando no se encuentran disponibles los datos meteorológicos del sitio, ya que los parámetros pueden ser estimados por observación o por cálculo.
Otro método reconocido, más moderno y muy utilizado, es la medición del $\sigma\theta$ (sigma – theta), ésta magnitud es la medida de la fluctuación horizontal de la dirección del viento. Matemáticamente, es la desviación estándar de la dirección horizontal del viento3. Debido a que las torres meteorológicas que se encuentran instaladas en CNE y CNA aún no poseen los instrumentos necesarios para poder medir esta magnitud, no se la incluido. Está previsto implementar esta herramienta en el corto plazo, e incluirla como un tercer método de estimación de la clase de estabilidad.

- Datos del Término Fuente

En cuanto a los datos del término fuente, los programas necesitan cierta información de entrada como altura de la emisión, altura de la chimenea, calor liberado, hora de inicio y duración de la descarga, retardo de la emisión, fecha y hora del scram, inventario liberado (por grupo de radionucleidos o por radionucleido individual).
Estos datos deben ser provistos por los operadores de la Central Nuclear involucrada en la emergencia. Durante los ejercicios realizados periódicamente se utilizan escenarios hipotéticos de término fuente liberado, en base a los inventarios reales de los tres reactores nucleares argentinas en operación.
Otros datos necesarios que si bien no son del término fuente se encuentran relacionados a la instalación son: coordenadas geográficas, altura sobre el nivel del mar y relieve del terreno.

3.2. Descripción de los modelos

- **Sistema de Evaluación de Dosis en Accidentes (*SEDA)***

El SEDA es un Sistema desarrollado en la ARN, con el objetivo de evaluar la dosis en caso de Emergencia Nuclear, así como también en simulacros y ejercicios de emergencia. Es un código de cálculo basado en un modelo gaussiano de dispersión atmosférica aplicable a liberaciones de materiales radiactivos presentes en una central nuclear. No considera los efectos del relieve, por lo cual su uso es más adecuado para la Central Nuclear Atucha (CNA), ubicada en la provincia de Buenos Aires sobre un relieve llano. No así para la Central Nuclear Embalse (CNE), ubicada en la provincia de Córdoba donde el relieve predominante es de sierras.

[3] Fuente: http://www-metdat.llnl.gov/cgi-pub/faq.pl#sigma_theta

Como se describió anteriormente los datos de entrada son datos meteorológicos (velocidad, dirección e intensidad del viento, cobertura nubosa o gradiente térmico vertical o clase de estabilidad atmosférica) y datos de la liberación de los contaminantes (una estimación cualitativa y cuantitativa de los radionucleidos liberados a la atmósfera).

Sus resultados son:

- Líneas de isodosis e isoconcentración georreferenciadas que determinan las zonas donde se deberían tomar las contramedidas.
- Valores de dosis y concentración en cualquier punto de la zona de interés.

Su velocidad de cálculo y su interfaz intuitiva son sus principales ventajas y lo hacen apropiado para su uso en situaciones accidentales, donde el conocimiento de los datos de entrada es bastante limitado. Luego, con el arribo de datos más precisos provenientes del monitoreo ambiental, se reevalúan las estimaciones pudiendo ser necesario modificar la extensión de las zonas de emergencia.
Por estar basado en un modelo gaussiano la confiabilidad de los resultados disminuye con la distancia y no debería ser usado más allá de los 20 km.

Productos obtenidos:

En la visualización de la corrida realizada se pueden observar las isolíneas que determinan las zonas donde la población recibiría dosis tales que podrían sufrir efectos determinísticos tales como síndrome hematopoyético, hipotiroidismo, eritema, radiodermitis, etc. También pueden observarse las isolíneas correspondientes a las zonas donde deberían practicarse las medidas de protección, debido a que en esas zonas la dosis recibida por la población podría incrementar sus probabilidades de sufrir efectos estocásticos en el futuro.

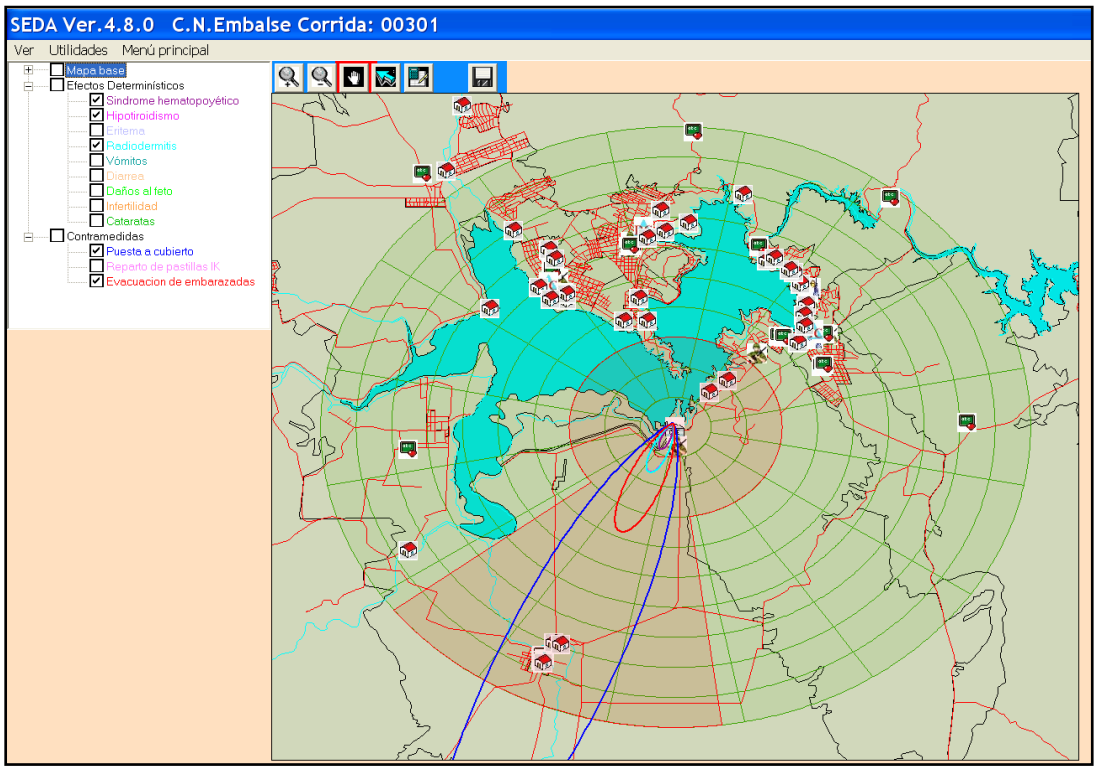


Figura 1. Visualización de una salida del SEDA

También provee de información acerca de Dosis Totales en cada órgano, Dosis por inhalación, Dosis efectivas, Dosis por depósito y Dosis comprometida en un punto geográfico elegido. También brinda información de Tasa de dosis, Tasa de exposición y Depósito total en cualquier punto deseado.

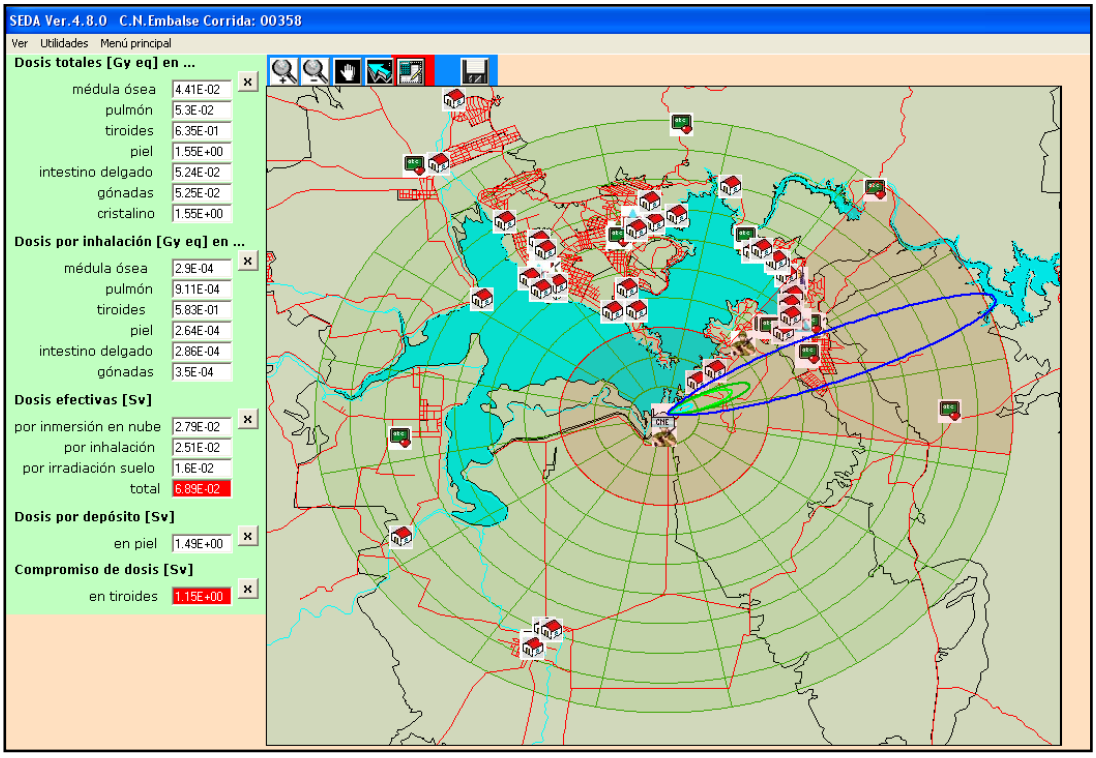


Figura 2. Visualización de una salida del SEDA. Dosis calculadas.

- **International eXchange Program (IXP)**

El IXP fue desarrollado por el NARAC[4] (National Atmospheric Release Advisory Center), perteneciente al Lawrence Livermore National Laboratory (LLNL) y dependiente del Departamento de Energía / Administración Nacional de Seguridad Nuclear (DOE/NNSA) de EEUU. El NARAC fue fundado en 1979 como parte de la respuesta a la emergencia en la Central Nuclear Three Mile Island. Desde ese momento participa en la respuesta frente a accidentes nucleares (como el de Chernobyl), derrames químicos, incendios, erupciones volcánicas, ejercicios radiológicos y nucleares.

El IXP es una interfase web que permite al usuario realizar el modelado de una pluma para distintos escenarios de emisión, el usuario puede:
- Ingresar rápidamente una descripción simplificada de una emisión atmosférica de material radiactivo;

[4] El NARAC ofrece a través de un sitio web el Programa de Intercambio Internacional (IXP) como apoyo de las organizaciones internacionales a través de la Oficina de Manejo de Emergencias y Cooperación Internacional de DOE/NNSA. Para obtener una cuenta de acceso al IXP es necesario pertenecer a una Autoridad Nacional Competente y ser aprobado por el DOE de EEUU.

- Enviar la información electrónicamente al NARAC para su procesamiento;
- Recibir como producto una predicción de dispersión atmosférica y de dosis basado en el modelo lagrangiano del NARAC 3D;
- Descargar fácilmente los resultados como capas de información compatibles con los Sistemas de Información Geográfica (SIG);
- Recibir una predicción de dispersión y de dosis refinada (elaborada por científicos del NARAC), (Kunst, J. et. al, 2008);
- Obtener fácilmente un reporte estandarizado de las consecuencias.

El reporte describe las consecuencias en la salud asociadas con una hipotética emisión a la atmósfera desde una fuente radiactiva emisora. Este es un producto inicial, la predicción debe ser confirmada y refinada usando mediciones. El reporte brinda Dosis Efectiva Total Proyectada que exceda el criterio genérico (100 mSv), Dosis proyectada en tiroides que exceda el criterio genérico (50 mSv), Tasa de Dosis debido al depósito, Depósito Total y Dosis Efectiva Total Recibida que exceda criterio genérico (100 mSv).

Éste programa posee un sistema de modelado automatizado y validado en tiempo real que simula flujos de viento atmosférico, pronósticos meteorológicos y modelos de dispersión para distintas escalas: local, regional, continental y global. El modelo es aplicable a cualquier lugar del mundo en tiempo real.

Los datos de entrada son datos de la liberación de los contaminantes (una estimación cualitativa y cuantitativa de los radionucleidos liberados a la atmósfera) y las coordenadas geográficas del punto donde se produce la liberación. Con respecto a los datos meteorológicos existen dos opciones, no incorporar datos y hacer que el programa ejecute sus propio modelo de campos de viento atmosférico en 3D; o, la segunda opción es incorporar los datos meteorológicos locales accediendo sólo al modelo 2D gaussiano, también desarrollado por el (LLNL), llamado HotSpot[5].

Los resultados disponibles son:
- Isolíneas de tasa de exposición;
- Isolíneas de actividad del material radiactivo depositado sobre el terreno;
- Recomendación de contramedidas.

- **Modelos del WMO**

La Organización Meteorológica Mundial (WMO) provee asistencia en cuanto a modelado de dispersión atmosférica a través del Servicio Meteorológico Nacional (SMN) de Argentina. En caso de emergencia radiológica o nuclear se requiere la asistencia al SMN, de acuerdo al procedimiento existente, éste a su vez envía el pedido de asistencia al WMO, quien coordina los Centros Meteorológicos Regionales Especializados (RSMC). Los distintos RSMC brindan asistencia suministrando productos de modelos de transporte para la respuesta a emergencias ambientales. Los RSMC asignados a América del Sur, y por lo tanto a Argentina son RSMC Washington (EEUU) y RSMC Montreal (Canadá).

El procedimiento para casos de emergencia nuclear indica que el operador encargado de la ARN debe completar un formulario que contenga datos de la emisión, de la ubicación geográfica, así como también datos meteorológicos locales. El SMN recibe la información y las retransmite a los RSMC correspondientes, quienes procesan la información, corren sus mode-

[5] https://narac.llnl.gov/HotSpot/HotSpot.html

los y envían los productos al SMN argentino. Estos productos son accesibles desde un sitio web al que ARN puede acceder en forma on line.

Los modelos de transporte atmosférico (ATM) usados por los RSMC son modelos numéricos complejos de la atmósfera que simulan el transporte a larga distancia, la difusión y el depósito de trazadores o material radioactivo en el aire. Las salidas de estos modelos están disponibles dentro de las 3 horas como máximo[6].

El RSMC Washington utiliza el modelo Hysplit desarrollado por la Administración Nacional Oceánica y Atmosférica (NOAA). El modelo HYSPLIT (HYbrid Single-Particle Lagrangian Integrated Trajectory) es un sistema completo para el cálculo de trayectorias de dispersión y depósito, utilizando una distribución tipo "puff" en la dimensión horizontal y una distribución de partícula en la dirección vertical. HYSPLIT posee una estructura de biblioteca modular con los principales programas para cada aplicación principal: trayectorias y concentraciones en el aire (Draxler, R, et al, 2014).

El RSMC Montreal es el Centro Meteorológico de Canadá (CMC) y fue designado por la WMO para brindar asistencia con modelos de transporte atmosférico en caso de una emergencia ambiental. El modelo utilizado en el MLDP0 (Modèle Lagrangien de Dispersion de Particules d'ordre 0) el cual es un completo modelo lagrangiano en 3 dimensiones para el transporte a media y larga distancia de contaminantes en la atmósfera. El MLDP0 puede calcular la trayectoria de unas pocas parcelas de aire en movimiento en campos de viento en 3 dimensiones, pudiendo estimar también la trayectoria de las parcelas a diferentes niveles de altura en la dirección vertical. Sólo considera el transporte debido al viento, ningún otro factor físico o atmosférico.

Productos obtenidos:
A continuación se presenta una salida correspondiente al RSMC Washington y otra del RSMC Montreal, solicitadas como parte del Ejercicio de Aplicación del Plan de Emergencia de CNA 2013.

[6] http://www.wmo.int/pages/prog/www/DPFSERA/td778-Sec1.htm

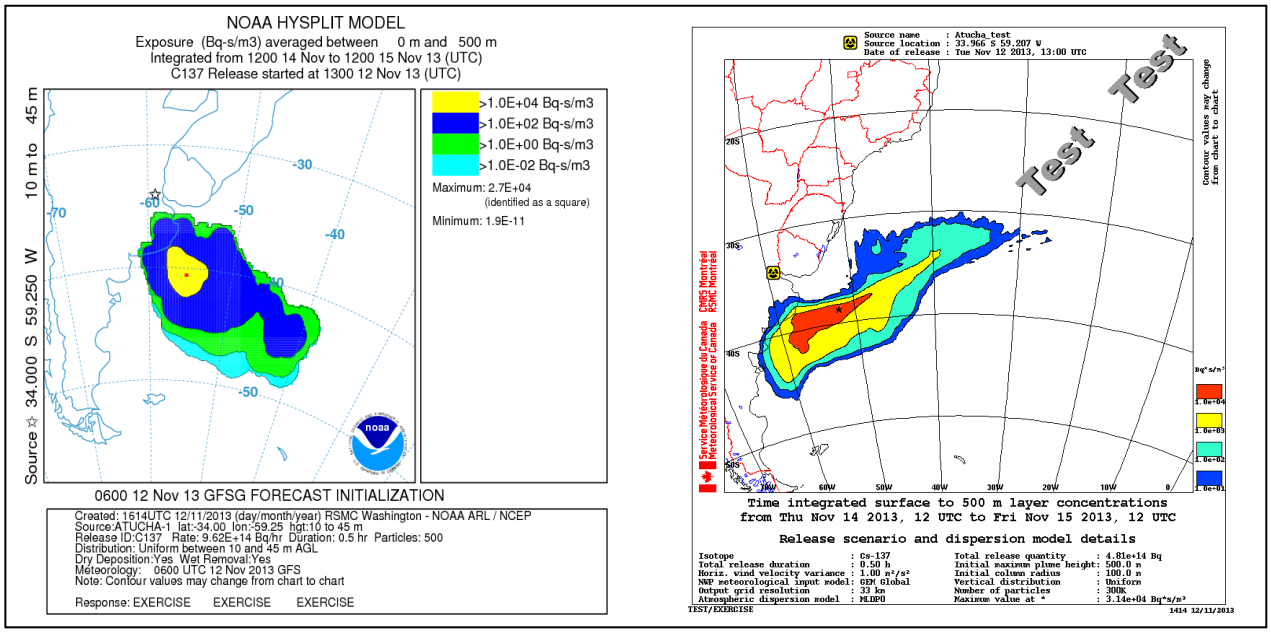


Figura 3. Visualización de los productos de RSMC Washington y RSMC Montreal, Simulacro CNA 2013.

4. INTERRELACIÓN DE LOS MODELOS CON EL SISTEMA DE INFORMACIÓN GEOGRÁFICA (SIG)

Desde el año 2003, el Centro Control de Emergencias de la ARN (CCE) cuenta con una herramienta geomática versátil para la planificación de la respuesta en emergencias, con especial énfasis en las emergencias nucleares. Su utilidad principal radica en la posibilidad de crear modelos y representaciones de situaciones conflictivas sobre el terreno. La construcción de estos escenarios constituye un instrumento muy eficaz a la hora de analizar las tendencias y evaluar las consecuencias de la toma de decisiones.

El objetivo principal del SIG desarrollado en la ARN es dar el apoyo necesario para la planificación, entrenamiento y aplicación de las acciones necesarias frente a una emergencia nuclear, brindando la base cartográfica georreferenciada, la disponibilidad de recursos logísticos en todo el país, incorporando resultados de modelos de previsión de consecuencias y mediciones ambientales durante la emergencia, posibilitando el análisis de dicha información en tiempo real y facilitando la presentación de resultados para la toma de decisiones. La base cartográfica se compone de: datos demográficos, socioeconómicos, organizaciones intervinientes en la emergencia, infraestructura vial y aspectos topográficos de la zona en cuestión (Sadañiowski, I. et al, 2006).

Los resultados de los modelos de previsión de consecuencias que pueden ser integrados en el SIG como capas de información son los ya descriptos: SEDA, IXP y productos del RSMC Washington (los resultados del RSMC Montreal son imágenes con formato GIFF y no pueden integrarse en el SIG como el resto de las capas de información).

Los resultados de los modelos que se integran a los datos del SIG, abarcan desde el área delimitada por las distintas concentraciones en aire, tasa de dosis y valores de depósito en suelo calculados, hasta las zonas donde deberían aplicarse las medidas de protección al público

urgentes o tempranas. Las zonas delimitadas de esta forma, al ser incorporadas al Sistema de Información Geográfica pueden analizarse e interrelacionarse con la información almacenada en la base de datos del CCE. Un análisis de este tipo permite, entre otras cosas, determinar la cantidad de escuelas dentro de la zona donde debe aplicarse la medida de protección de puesta a cubierto, calcular la cantidad de población a ser evacuada, clasificar las zonas donde los productos locales producidos deben ser restringidos y, planificar la estrategia de monitoreo radiológico y las acciones de mitigación post-emergencia.

A continuación se muestran ejemplos de aplicación de salidas del SEDA e IXP con el SIG para su utilización durante Ejercicios de Aplicación del Plan de Emergencia de las Centrales Nucleares Atucha y Embalse:

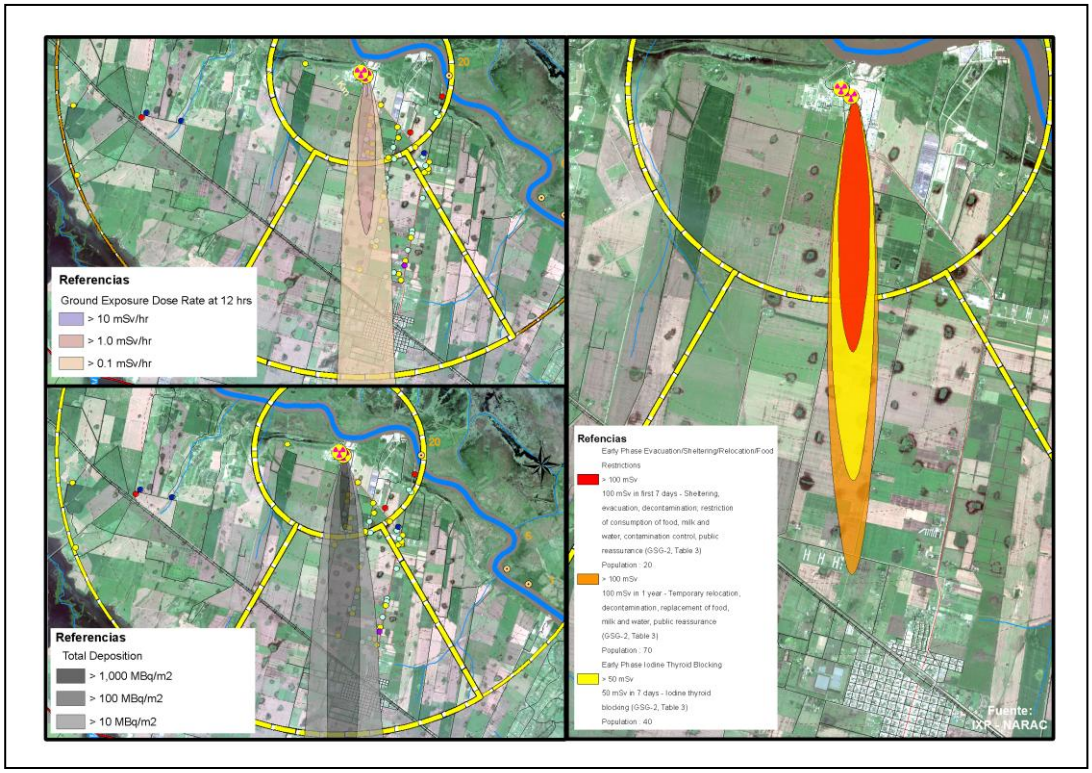


Figura 4. Ejemplo de integración de los datos del IXP al SIG, Ejercicio de Aplicación del Plan de Emergencia de la CNA, año 2013.

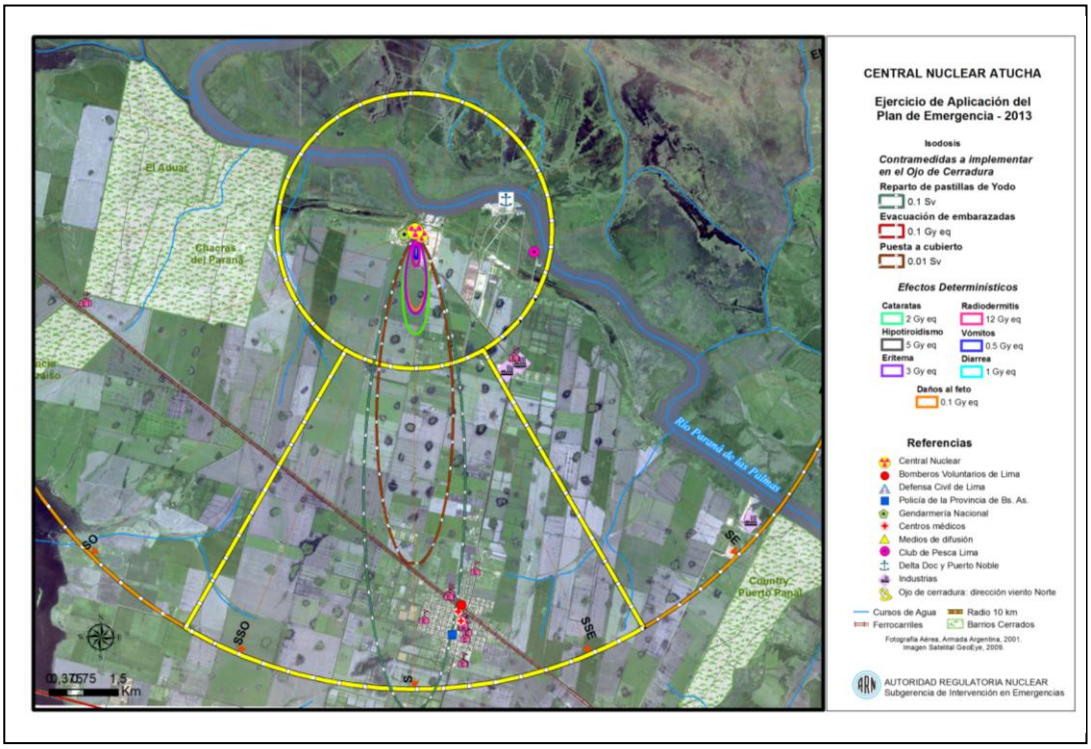


Figura 5. Ejemplo de integración de datos del SEDA al SIG, Ejercicio de Aplicación del Plan de Emergencia de la CNA, año 2013.

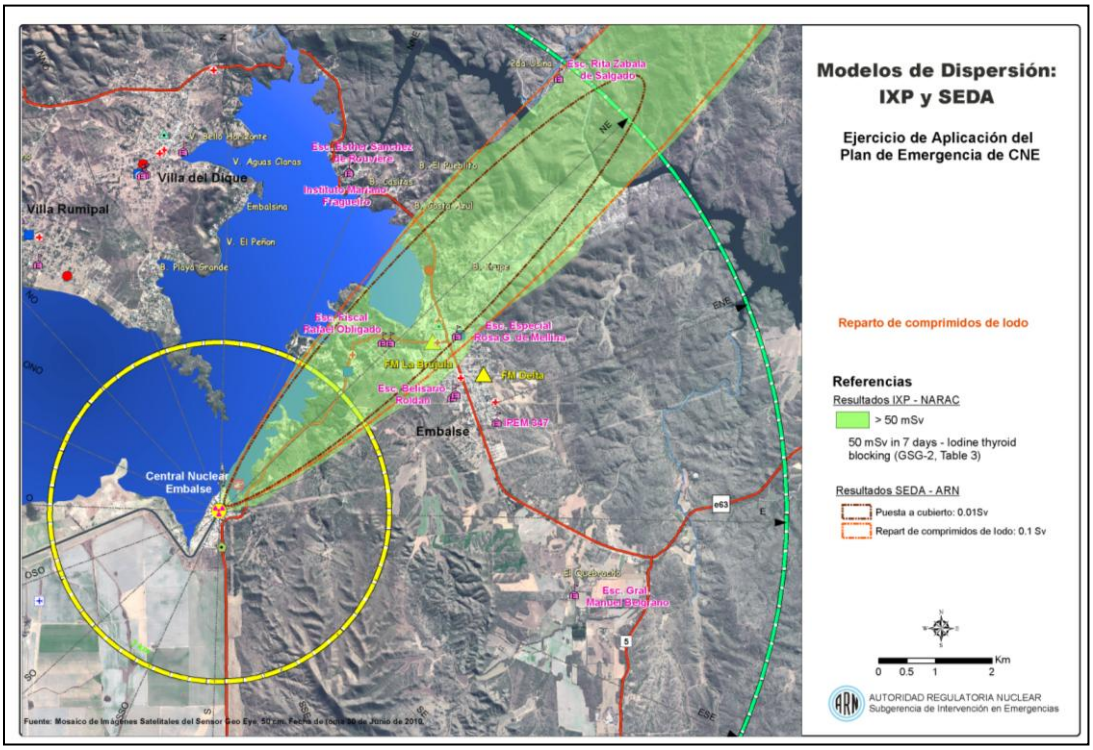


Figura 6. Ejemplo de integración de datos del SEDA e IXP al SIG, Ejercicio de Aplicación del Plan de Emergencia de CNE, año 2014.

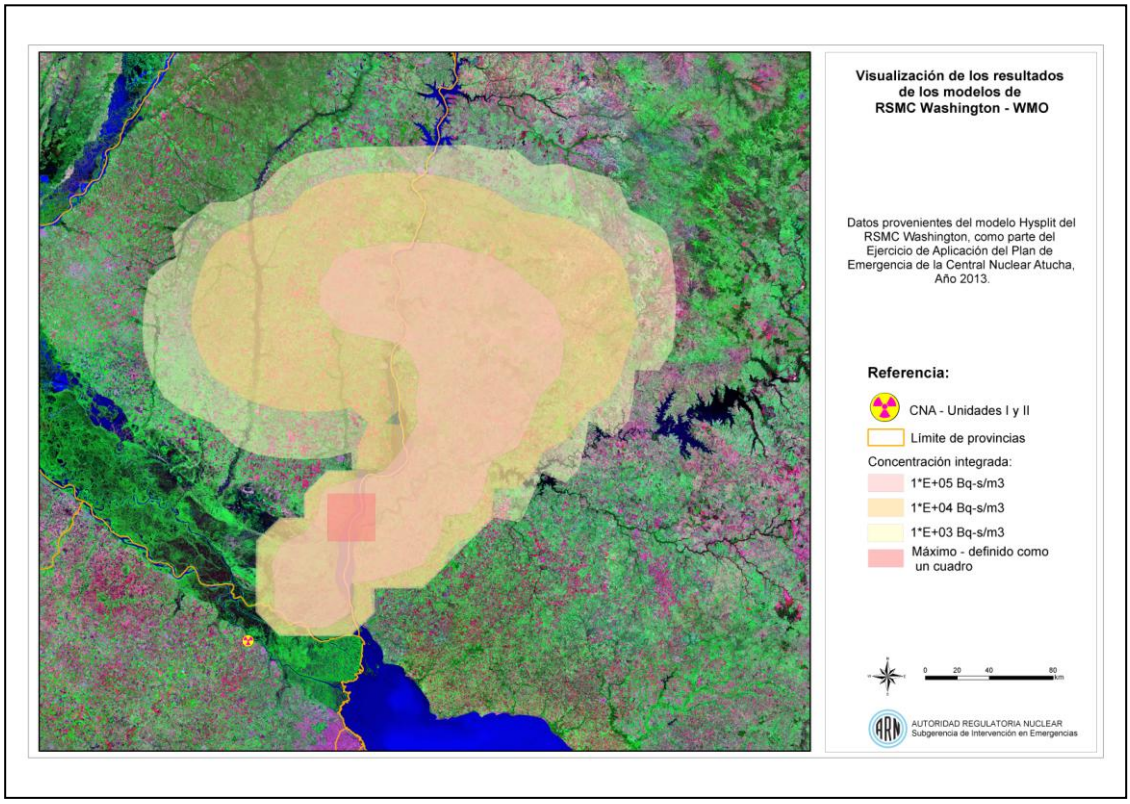


Figura 7. Ejemplo de integración de datos del WMO - RSMC Washington al SIG, Ejercicio de Aplicación del Plan de Emergencia de CNA, año 2013.

5. CONCLUSIONES

Como se ha desarrollado en este trabajo el Centro Control de Emergencias (CCE) de la ARN cuenta con modelos de cálculo para evaluar las consecuencias ante una emergencia radiológica y nuclear en Argentina. Estas herramientas posibilitan evaluar distintos aspectos además del radiológico, como el impacto económico y social de las acciones llevadas a cabo por los responsables de la toma de decisiones, tanto en ejercicios y simulacros como en emergencias reales.

Los modelos con que se cuenta (SEDA, IXP, WMO), cubren las diferentes escalas geográficas que se deberán tener en cuenta para planificar las acciones a seguir frente a una situación de emisión de material radioactivo al ambiente.

La integración de los productos de los modelos presentados con el sistema de información geográfica, tiene como objetivo plantear escenarios ante una situación de emergencia radiológica y nuclear, cuya evaluación permitirá tomar decisiones óptimas en cuanto a la utilización de recursos (humanos, materiales, de comunicación, etc.).

Los resultados de los modelos son importantes a la hora de priorizar los escenarios planteados, por ejemplo, la zona de restricción de alimentos producidos localmente. Pero está claro que la estrategia de actuación en una emergencia nuclear debe estar predefinida con anterioridad a que se produzca una situación de emergencia. Los resultados del monitoreo son claves para validar los modelos y determinar si se debe modificar la estrategia planificada, por ejemplo, ampliar la zona de descontaminación.

Cabe destacar la importancia de evaluar el término fuente con el objetivo de determinar las consecuencias radiológicas del accidente para ello, existe la posibilidad de aplicar una estimación inversa de los modelos de dispersión basada en los datos del monitoreo ambiental.

Finalmente se destaca la importancia de la integración de los modelos con el SIG en las diferentes etapas de la emergencia. En la etapa de preparación de la respuesta (antes del accidente), y durante la emergencia deben imprescindiblemente ser complementados con datos de monitoreo de campo que verifiquen o permitan el ajuste de la proyección obtenida en los modelos. En la etapa post- emergencia también resultan útiles para evaluar las decisiones implementadas en la etapa temprana y analizar la posible ampliación o modificación de las medidas tomadas.

6. BIBLIOGRAFÍA

- Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) (2012), *Emergency Preparedness and Response and Post-Accident Management*, Second CNS Extraordinary meeting Argentine National Report.

- Draxler, R., Stunder, B., Rolph, G., Stein, A., Taylor, A. (2014), *HYSPLIT4 USER's Guide Overview (S000)*, Version 4, disponible en http://www.arl.noaa.gov/documents/reports/hysplit_user_guide.pdf

- Environmental Emergency Response Section, RSMC Montréal Canadian Meteorological Centre, Meteorological Service of Canada, (2012), *RSMC Montreal – Users Interpretation Guidelines - Atmospheric Transport Model Outputs*, Versión 11, Québec, Canada.

- Environmental Protection Agency (EPA), (2000), *Meteorological Monitoring Guidance for Regulatory*, Modeling Applications, Office of Air Quality Planning & Standards, EPA-454/R-99-005, United States.

- Environmental Protection Agency (EPA), (1993), *Evaluation of a Solar Radiation-Delta-T Method for Estimating Pasquill-Gifford P-G Stability Categories*, EPA-454/R-93-005, United States.

- Hunter, C., (2012), *A Recommended Pasquill-Gifford Stability Classification Method for Safety Basis Atmospheric Dispersion Modeling at SRS,* Savannah River National Laboratory (SRNL), USA.

- Kunst, J.; Boutet, L.; Jordán, O.; Hernández, D.; Guichandut, M. and Chiappesoni (2008), H, *Meteorology and Dispersion Forecast in Nuclear Emergency in Argentina*, 12th IRPA, Buenos Aires, Argentina.

- The National Diet of Japan, (2012), *The official report of The Fuckushima Nuclear Accident Independent Investigation Commision*, Cap. 4, Japan.

- U.S. Nuclear Regulatory Commission (2007), NRC Regulatory Guide 1.23, *Meteorological Monitoring Programs for Nuclear Power Plants*, USA.

- Sadañiowski, I.; Tellería, D.; Jordan, O.; Bruno, H.; Boutet, L.; Hernández, D. (2006), *Implementación de un Sistema de Información Geográfico en Emergencias Nucleares*, Memorias CIC Acapulco 2006 en CDROM 1, Primer Congreso Americano del IRPA 2006 /XXIV Reunión Anual de la SMSR y XVII Congreso Anual de la SNM, México.

- Turner, B. (1970), *Workbook of Atmospheric Dispersion Estimates*, US. Department of Health, Education and Welfare, Public Health Service, USA.

- http://www-metdat.llnl.gov/cgi-pub/faq.pl#sigma_theta, Página web official del Lawrence Livermore National Laboratory, con acceso al 16 de enero de 2015.

-https://narac.llnl.gov/uploads/NARAC_FactSheet_Final_2010Jun.pdf, con acceso al 10 de febrero de 2015.

- http://www.wmo.int/pages/prog/www/DPFSERA/td778-Sec1.htm, con acceso al 11 de febrero de 2015.

- http://www.ciecem.uhu.es/hysplitweb08/HYSPLIT_info.php, con acceso al 11 de febrero de 2015.

Revalorización de la tradición educativa de la ARN y búsqueda de la excelencia académica

Larcher, A.M.; Nicolás, R. y Hurtado, D.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 de abril de 2015

Ana María Larcher
E-mail: alarcher@arn.gob.ar

Ruben Nicolas
E-mail: rnicolas@arn.gob.ar

Diego Hurtado
E-mail: dhurtado@arn.gob.ar

REVALORIZACIÓN DE LA TRADICIÓN EDUCATIVA DE LA ARN Y BÚSQUEDA DE LA EXCELENCIA ACADÉMICA

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – ARGENTINA

La Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) es heredera de medio siglo de experiencia en materia de educación y entrenamiento en protección radiológica y seguridad nuclear y de construcción de competencias de personal vinculado a la actividad nuclear.
Desde su creación como organismo independiente en la órbita de la Presidencia de la Nación, la ARN tomó una actitud proactiva en la preservación y engrandecimiento de ese legado de enseñanza y en el año 2006 asumió la responsabilidad de presentar al escrutinio de pares internacionales, el nivel alcanzado por sus actividades de capacitación y entrenamiento.
Como resultado de la exitosa evaluación internacional (misión EduTA del OIEA), en septiembre de 2008, Argentina firma un Acuerdo de Largo Plazo con el OIEA, y la ARN se constituye en el primer Centro Regional de Capacitación (CRC) para la Seguridad Nuclear, Radiológica, del Transporte y de los Desechos para la región Latinoamericana y del Caribe.
Para gestionar el CRC, el Directorio de la ARN crea, en enero de 2010, la Unidad de Capacitación y Entrenamiento (UCE), dependiendo directamente de la más alta dirección de la Institución. En este trabajo se presentan las acciones desarrolladas por la UCE desde su creación.

Antecedentes Históricos

CUATRO DÉCADAS EN LA ENSEÑANZA

1977 1979 — La Gerencia de Protección Radiológica y Seguridad de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) dicta los primeros cursos de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear para la capacitación de su propio personal.

1980 1981 — La CNEA y la Facultad de Ingeniería de la UBA (FIUBA) celebran un convenio para dictar conjuntamente el "Curso de Posgrado en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear" con un total de clases de casi 1.100 horas y reconocimiento académico (diploma otorgado por la FIUBA y la CNEA).

El OIEA comienza a patrocinar este curso mediante la financiación de la participación de alumnos extranjeros, en particular de Latinoamérica y el Caribe, convirtiéndose en el primer PGEC (Post Graduate Educational Course) reconocido y parcialmente financiado por el Organismo.

1983 — Se comienza dictar el Curso de Protección Radiológica - Nivel Técnico para postulantes con título secundario o terciario, con una duración de que actualmente alcanza las 360 horas de clase.

1994 1997 — La regulación de la actividad nuclear se separó entonces de la CNEA (que la ejercía anteriormente a través de su Gerencia de Protección Radiológica) y se creó la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Estos cambios dieron lugar a la renovación del convenio para el dictado de los cursos de Posgrado, que quedó así a cargo de la FIUBA y de la recién creada ARN.

El curso posgrado en "Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes de Radiación" se comienza dictar con programa y características similares al argentino, en la República Árabe Siria. Posteriormente se agregaron otros 7 centros que dictan cursos similares.

2003 — El curso original, de casi un año de duración se dividió, por solicitud del OIEA, en dos cursos de posgrado específicos denominados, respectivamente: "Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes de Radiación" (650 horas) y "Seguridad Nuclear" (350 horas), siendo el segundo correlativo del primero.

2006 — Se realizó la primera misión *EduTA de la OIEA *(Evaluación por pares internacionales de la infraestructura nacional para la Educación y Entrenamiento en Protección Radiológica y Nuclear) en un país latinoamericano, que concluyó con resultados muy positivos sobre lo realizado en Educación y Entrenamiento en nuestro país.

COMO RESULTADO DE LA MISION EduTA

2007 — Los cursos de Posgrado y el curso de Técnicos, y las instalaciones de ARN que se utilizan para dictar dichos cursos se certifican bajo la norma ISO 9000:2000 (En 2010 y 2014 se reertifican bajo la norma ISO: 9001:2008, cuya certificación sigue vigente).

2008 — El Gobierno de la República Argentina firma un Acuerdo de Largo Plazo con el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) por el cual nuestro país asume la responsabilidad de convertirse en **Centro Regional de Capacitación en América Latina y el Caribe para la Seguridad Nuclear, Radiológica, del Transporte y de los Desechos**, y la ARN es la encargada de gestionar este Centro Regional.

UCE

2010 — En el año 2010, se crea la ***UNIDAD DE CAPACITACIÓN Y ENTRENAMIENTO*** con dependencia directa del Directorio cuyos principales objetivos son:

- Generar el Plan Estratégico de Capacitación y Entrenamiento para el personal de la ARN.
- Gestionar el Centro Regional de Capacitación y los cursos de que se dictan en el mismo, mejorando la calidad educativa.
- Ampliar la oferta académica de cursos de posgrado en otras áreas regulatorias.
- Gestionar otros cursos y/o entrenamientos que se dictan a requerimiento de sectores particulares de la ARN, como así también, los solicitados por otras instituciones involucradas con el sector nuclear (CNEA, NASA, Fuerzas Armadas y de Seguridad, Aduanas, Defensa Civil, etc.).

El Impacto Regional de la Enseñanza Impartida

Entre 1980 y 2013 el CRC de Argentina ha formado 1000 posgraduados en protección radiológica y seguridad nuclear en la región e inclusive en países de Asia, África y Europa. Este es un record difícilmente superable que sitúa a la Argentina (y en particular a la ARN) en una posición de vanguardia a nivel internacional en la labor de enseñanza de las especialidades aludidas.

Fig. 1: Proporción de posgraduados en Protección Radiológica y Segurid ad Nuclear entre Argentina y el resto de paises participantes

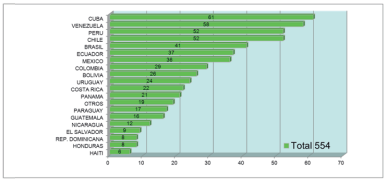
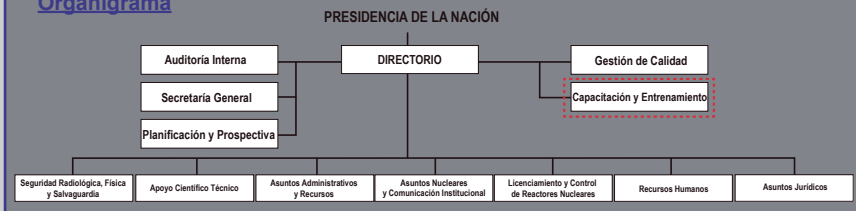


Fig. 2: Número de participantes latinoamericanos (excluida Argentina) y del Caribe entre 1980 y 2013

Organigrama



Logros UCE

Una Primera etapa Cumplida

El trabajo de la UCE de presentación de los posgrados ante la Universidad de Buenos Aires, que implicó una ardua tarea de justificación técnica y recopilación de información de sustento, se llevó a cabo con éxito, como lo expresan los siguientes hitos:

- ► Marzo 2012: Se presentan a la FIUBA los antecedentes de la propuesta Carrera de Especialización en Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes de Radiación (PRSFR).
- ► Octubre 2012: El Consejo Directivo de la FIUBA y el Consejo Superior de la UBA aprueban la Carrera de Especialización en PRSFR.
- ► Marzo/septiembre 2013: Se dicta la primera Carrera de Especialización en PRSFR.
- ► Noviembre de 2013: Se presenta toda la documentación para la acreditación de la Carrera de Especialización en PRSFR ante la CONEAU.
- ► Marzo 2015: La Carrera de Especialización en PRSFR recibe su acreditación CONEAU como "Carrera nueva 11533/13" de la UBA, Facultad de Ingeniería.
- ► Julio 2013: Se presentan a la FIUBA los antecedentes de la propuesta Carrera de Especialización en Seguridad Nuclear (SN).
- ► Noviembre 2013: El Consejo Directivo de la FIUBA y el Consejo Superior de la UBA aprueban la Carrera de Especialización en SN.
- ► Setiembre/Diciembre 2014: Se dicta la primera Carrera de Especialización en SN.
- ► Durante el 2015: Se iniciará el proceso de acreditación de esta carrera por la CONEAU.

Desafios Futuros UCE

Centro Regional de Capacitación

- ► Reconvertir el Curso de Protección Radiológica de Nivel Técnico en un Curso General de Protección Radiológica apto también para profesionales.
- ► Incorporar un nuevo curso sobre Salvaguardias y No Proliferación y Protección Física a la oferta académica del CRC para acercar estos conocimientos a la comunidad nuclear de la región.
- ► Revisar el temario de la Carrera de especialización en Seguridad Nuclear en función del nuevo Syllabus del OIEA en preparación.
- ► Introducir nuevos elementos de IT en los mecanismos de enseñanza.
- ► Ampliar la infraestructura del CRC con una tercera aula donde se espera instalar un equipo de video-conferencias.
- ► Contribuir a la Estrategia Global de Capacitación y Entrenamiento del OIEA 2011-2020, colaborando en la consolidación de los programas nacionales de C&E en la región.
- ► Recibir una misión de seguimiento del primer EduTA.
- ► Continuar participando como expertos en reuniones de seguimiento de los proyectos regionales del OIEA sobre capacitación y entrenamiento.
- ► Mantener presencia activa en los dos Comités Directores del OIEA sobre capacitación y construcción de competencias en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear.
- ► Mantener nuestro CRC a la vanguardia internacional.

Otras funciones estratégicas de la UCE

- ► Elaboración del Plan Estratégico de Capacitación y Entrenamiento para el personal de la ARN.
- ► Proyecto de evaluación diagnóstica del conocimiento regulador institucional.
- ► Definición de competencias técnicas de reguladores de las distintas ramas para la definición de los perfiles institucionales.
- ► Diseño de contenidos de un Curso de Inducción institucional con un enfoque hacia las distintas ramas reguladoras que son competencia de la ARN.
- ► Desarrollo de un Curso piloto en Salvaguardias y No Proliferación y Protección Física, enfocado a Reguladores. Este curso permitiría completar en el país, la formación aplicada en las cuatro ramas reguladoras del personal de nuestra institución.
- ► Gestión del conocimiento experto institucional.
- ► Apoyo a la creación de una organización de soporte técnico (TSO por sus siglas en inglés) a la labor reguladora, integrada fundamentalmente por personal de vasta experiencia, retirado del organismo. Desde la UCE y en estrecho contacto con el Directorio de la ARN, se prepararán las pautas para el funcionamiento de tal organismo y se llevarán a cabo los contactos institucionales y académicos necesarios.

CONCLUSIONES

La tarea que ha desarrollado y lleva a cabo la Unidad de Capacitación y Entrenamiento de la ARN desde su creación y su vinculación directa con la Alta Dirección del organismo, demuestran el acierto que supuso incluir la capacitación como uno de los procesos estratégicos del Sistema de Gestión Institucional, por su contribución estrecha a la mejora de la calidad reguladora. Pero además, esta decisión plantea una revalorización de la tradición educativa que ha caracterizado a nuestro organismo regulador desde sus orígenes y que sin duda le ha permitido cosechar una siembra fecunda en materia de creación y consolidación del conocimiento en temas de seguridad radiológica y nuclear y contribuir al desarrollo de una cultura de seguridad sólida en el ámbito nuclear nacional y regional.

Modelo de la Central Nuclear Embalse con RELAP5: aplicación para un disparo de turbina

Lazarte, A.I.; Schiliuk, N. y Guala, M.V.

Presentado en: Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear – AATN.
Buenos Aires, Argentina, 30 de noviembre al 4 de diciembre de 2015

MODELO DE LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE CON RELAP5: APLICACIÓN PARA UN DISPARO DE TURBINA

Lazarte, A.I.[a]; Schiliuk, N.[b] y Guala, M.V.[a]
alazarte@arn.gob.ar, nschiliuk@gmail.com, mguala@arn.gob.ar

[a]Autoridad Regulatoria Nuclear
[b]Centro de Investigación de Métodos Computacionales (CIMEC-CONICET), Santa Fe

Argentina

En el marco de la extensión de vida de la Central Nuclear Embalse (CNE), desde 2013 la ARN está desarrollando un modelo termohidráulico completo con cinética puntual de la planta en RELAP5 mod. 3.3 patch4, con el fin de simular accidentes dentro de la base de diseño. Este modelo será utilizado para revisar de manera independiente el análisis de seguridad. En esta etapa se compararon los resultados del modelo desarrollado por la ARN con datos de la planta en el estado actual para luego implementar las modificaciones de diseño previstas para la extensión de vida. Para verificar la respuesta del modelo, se modeló, simuló y se compararon los resultados obtenidos de un evento ocurrido en la CNE en 2007 en el que se produjo el disparo de turbina por una señal espuria que llevó a la reducción rápida de potencia hasta 49% de plena potencia. Esta reducción fue la única condición de contorno impuesta en forma externa al modelo. El objetivo de esta comparación es verificar que los parámetros termohidráulicos importantes de planta y las predicciones del modelo sean consistentes entre sí (se simularon solo los primeros minutos del transitorio). De la comparación se pudo verificar que la evolución de algunas variables es similar a lo observado en la planta. También, de los resultados obtenidos se detectaron cambios, especialmente de control de componentes, que debieron realizarse en el modelo de planta.

RELAP5 MODEL OF EMBALSE NUCLEAR POWER PLANT: APPLICATION TO A TURBINE TRIP EVENT

Lazarte, A.I.[a]; Schiliuk, N.[b] and Guala, M.V.[a]
alazarte@arn.gob.ar, nschiliuk@gmail.com, mguala@arn.gob.ar

[a] Nuclear Regulatory Authority
[b]Centro de Investigación de Métodos Computacionales (CIMEC-CONICET), Santa Fe

Argentina

As part of the life extension of Embalse Nuclear Power Plant (CNE), the ARN has been developing since 2013 a full thermohydraulic model with point kinetics plant using RELAP5 mod.3.3 Patch4, for the simulation of accidents within the design basis. This model will be used to review independently the safety analysis performed by the designer. It would also be used as a tool for plant dynamic behavior knowledge. The model developed by the ARN consists of most of the hydraulic systems and control logics based on the original design; the planned design changes for life extension will be implemented afterwards. To validate the model with respect to its response to failures, a given case was modeled and simulated, and the results obtained were compared with recorded CNE data of a particular event which took place in the CNE in 2007. The event consists of a spurious turbine trip signal that led to a rapid power reduction to 49% of full power. This reduction was the only boundary condition imposed externally to the model. The purpose of this comparison is to check whether important plant parameters and thermal-hydraulic model predictions are consistent with recorded CNE data (only the first minute of the transient was simulated). From the comparison it could be verified that the evolution of some given variables are similar to those observed in the nuclear power plant. Also, it was detected from the results obtained that there were modifications to be performed to improve the model especially with regards to control components.

1. Introducción

La Central Nuclear Embalse, del tipo CANDU6, está próxima a finalizar el período de operación para la que fue diseñada por la Empresa Canadiense AECL (CANDU Energy). Para continuar con la operación se requiere el reemplazo de algunos componentes y la implementación de cambios de diseño, en el marco del Proyecto de Extensión de Vida (PEV).

La extensión de vida además requiere la actualización de la documentación mandatoria establecida de acuerdo a la normativa vigente de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) [1]. Como parte de esta documentación, se actualizará el estudio de análisis de accidentes y transitorios operacionales y dentro de la base de diseño. Estas simulaciones y cálculos fueron realizados por la entidad responsable, Nucleoeléctrica Argentina S.A. (NA-SA), en colaboración con CANDU Energy.

La ARN, por su parte, decidió, con la colaboración y asesoramiento de una organización externa [2], realizar un análisis y una simulación de un seleccionado conjunto de accidentes mediante un modelo completamente independiente. Para el desarrollo del modelo de la CNE se utilizó el código de sistemas RELAP5 mod3.3 patch 4 (RELAP5 de aquí en adelante), distribuido por la Comisión Regulatoria Nuclear de los Estados Unidos (US-NRC) y de una interfaz gráfica denominada SNAP[1] (también distribuida por la US-NRC). El código de cálculo RELAP5 es utilizado muy ampliamente en la industria nuclear, tanto por reguladores como por diseñadores, por lo que existe una gran experiencia de uso y de validación del mismo como puede encontrarse en [3]. Adicionalmente los usuarios del código han hecho diversas validaciones de modelos y verificaciones del código para reactores tipo CANDU6 [4] y [5]. También se realizó una validación del código sobre un evento de pérdida de refrigeración forzada (pérdida total de clase IV y disparo de turbina) en Darlington NGS Unidad 4 (CANDU9) el 25 de Noviembre de 1993. Los resultados de esta comparación pueden encontrarse en [6]. Por otro lado, en la OIEA se realizó una comparación entre códigos sobre una pérdida pequeña de refrigerante en una facilidad canadiense denominada RD14m, mostrándose la capacidad del código de representar un pequeño LOCA en un reactor tipo CANDU. En esta intercomparación se observó una muy buena correspondencia entre los datos experimentales y el modelo [7].

Para desarrollar el modelo en RELAP5, se tomó como punto de partida la documentación vigente de planta como ser planos isométricos, hojas técnicas de componentes, manuales de diseño, planos, diagramas de flujo, planos de organización general, manuales de operación, entre otros. Es decir, no se utilizó una entrada de datos genérica.

El desarrollo del modelo tiene como principal objetivo generar conocimiento sobre el funcionamiento de la CNE frente a accidentes base de diseño y proveer una herramienta para cálculo independiente al diseñador y operador de la CNE. Cabe señalar que debido a lo anterior, el modelo está pensado para evaluar accidentes y por lo tanto sólo se han tenido en cuenta sistemas de seguridad y ciertas simplificaciones en sistemas de procesos de planta.

En este trabajo, a partir del modelo, se simuló un evento ocurrido en planta en 2007 en el que hubo un disparo de turbina y la consecuente reducción de potencia al 49% aproximadamente. Los resultados de la comparación fueron usados para validar el modelo que está siendo acondicionado y actualizado para incluir los cambios de diseño para el PEV.

En la siguiente sección se presentarán los criterios del modelo, qué componentes y sistemas están representados y su funcionalidad. Por razones de simplicidad no se presentarán detalles del mismo y de las lógicas de control. En una tercera sección se

[1] Symbolic Nuclear Analysis Package (SNAP) https://www.aptplot.com/snap/

mostrarán los resultados de una comparación de algunas variables del modelo y de planta en estado estacionario, que serán las condiciones iniciales y de contorno con las que iniciará la simulación del evento. Finalmente, se presentará una comparación de la evolución de algunas variables durante el evento [8].

2. Modelo de la Central Nuclear Embalse en RELAP5

La central nuclear embalse, tiene una potencia térmica que entrega al sistema secundario aproximadamente 2015 MW en condiciones nominales y a una presión de 100 bar. El núcleo de la CNE consiste en 380 canales combustibles dispuestos horizontalmente. El sistema primario tiene dos circuitos cerrados de refrigeración en forma de "figura de 8". Estos circuitos, si bien son independientes, se encuentran interconectados en varias ubicaciones. Una descripción extensa del funcionamiento y de los componentes de un CANDU6 puede encontrarse en [10] y que por razones de brevedad no serán reescritas en este trabajo.

El sistema primario contiene las cañerías de transporte del refrigerante, cuatro generadores de vapor verticales (GVs), cuatro bombas principales, cuatro colectores de entrada y cuatro colectores de salida. Entre las ramas caliente de cada circuito se encuentran dos líneas de interconexión o de bypass, que son destinadas para mantener la estabilidad en el sistema primario de transporte de calor (SPTC). Un esquema del SPTC se muestra en la Figura 1. La temperatura de entrada al núcleo oscila entre 260 – 267°C dependiendo del envejecimiento de planta y egresa a aproximadamente 309°C como una mezcla bifásica con un contenido bajo de vapor. El caudal de circulación por paso es ligeramente superior a 2100 kg/s.

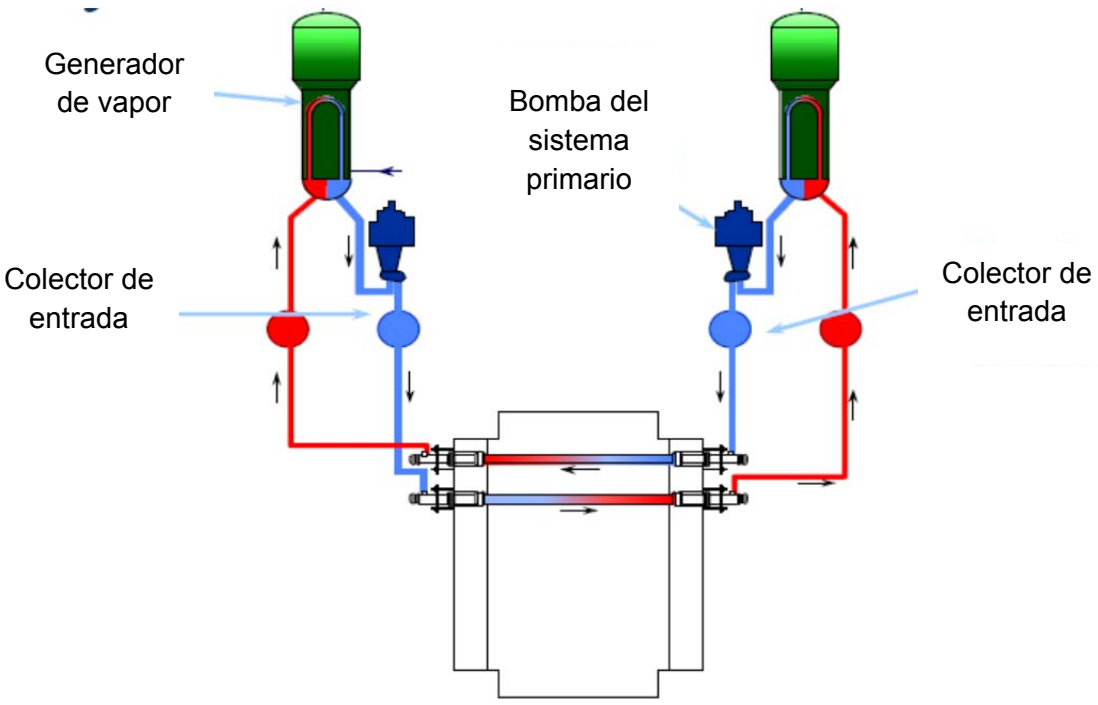


Figura 1. Esquema del sistema primario de un CANDU6.

En cada uno de estos canales, el refrigerante entra y sale por tubos de alimentación (denominados “feeder”) que llevan o toman el refrigerante desde o hacia un colector o “header”.

En cada canal combustible, constituido por un tubo de presión y un tubo de calandria que lo separa del sistema moderador, se disponen 12 manojos de combustibles (con pastillas de uranio natural) de 0,495 m de longitud cada uno conteniendo 37 barras combustibles. Las barras consisten en vainas de zircaloy de 13,08 mm de diámetro y de 0,42 mm de espesor.

Adicionalmente, en el SPTC existen conexiones con el sistema de control de presión, el sistema de purificación, el sistema de control de inventario (F&B de aquí en adelante), el sistema de enfriamiento de emergencia (ECCS) y el sistema de enfriamiento en parada (SEP).

Las tuberías que comprenden el SPTC han sido modeladas considerando los datos geométricos, las pérdidas de carga por forma, los cambios de altura y la correcta ubicación de las conexiones con otros sistemas presentes según documentación de diseño. Asimismo, se ha considerado la inercia térmica del SPTC, incluyendo estructuras de calor vinculadas a cada objeto termohidráulico de este sistema.

El modelo contiene los siguientes sistemas:

i. sistema primario de transporte de calor,

ii. sistema secundario (agua de alimentación normal y auxiliar y líneas de vapor, turbina y condensador),

iii. sistema de control de presión e inventario,

iv. sistema de inyección de emergencia (etapas de alta, media y baja),

v. sistema moderador,

vi. sistema de inyección de emergencia (SAE-EWS),

vii. sistemas de parada (SDS N1 y N2),

viii. cinética puntual,

y las correspondientes lógicas de control de cada sistema. Estos modelos se desarrollaron independientemente para ser luego integrados en un modelo global de planta el cual ofrece condiciones de estado estacionario próximas a las de planta.

2.1. Núcleo y alimentadores

El núcleo de la CNE se modeló en 5 zonas hidráulicas por circuito y cada zona corresponde a dos canales promedios, dando un total de 20 canales. A los efectos de conocer el comportamiento de un canal individual, a una de las zonas de mayor potencia (como se observa en la Figura 2) se separó del manojo, por paso, un canal. Finalmente, el modelo contiene 24 canales refrigerantes. Básicamente el criterio de modelado fue “cortar el núcleo con planos horizontales y verticales”, con el objetivo de tener varias posiciones en la dirección vertical.

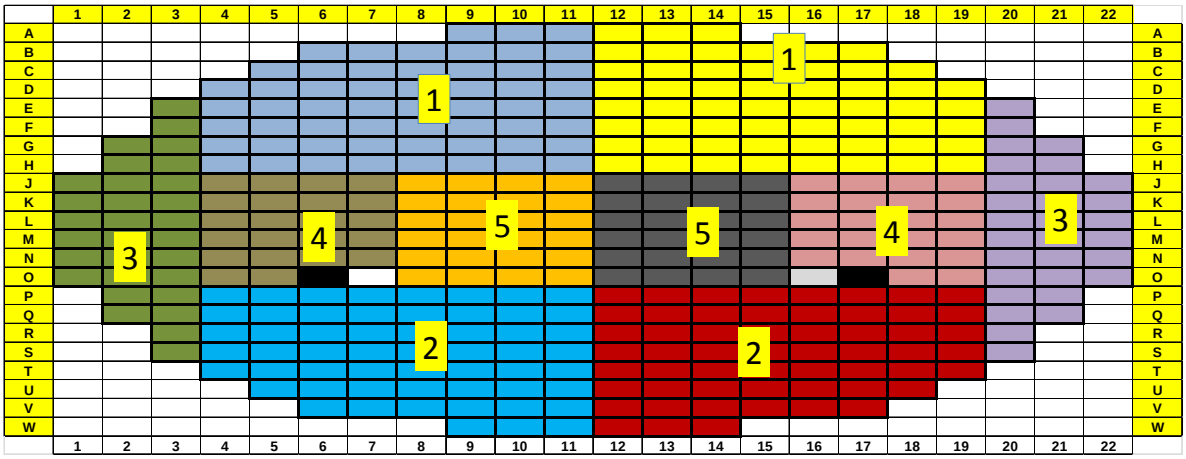


Figura 2. Esquema de la división de zonas o canales refrigerantes equivalentes usados en el modelo de planta de la CNE.

Cada canal refrigerante se modeló por un conjunto de componentes que dan cuenta de cada una de las partes del canal (canal refrigerante, tapón de cierre, espacio anular, etc.). En la Figura 3 se muestra el esquema del modelo de canal.

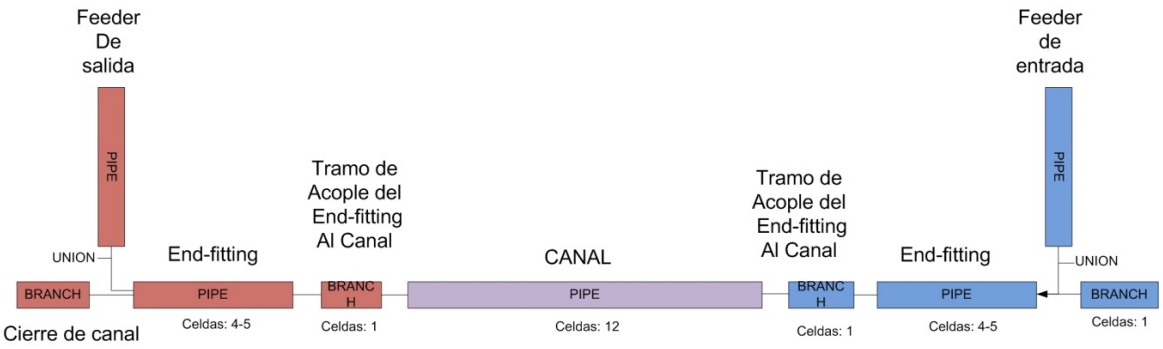


Figura 3. Esquema del modelo de canal implementado.

El canal propiamente dicho está representado por un “pipe” de 12 celdas en el que cada una de estas celdas representa un manojo de elementos combustibles. En cada nodo de cada celda se ubican las pérdidas de cargas concentradas correspondientes a la unión entre manojos y su correspondiente rugosidad. Cada celda está conectada a una estructura de calor que entrega una potencia que se obtiene del modelo de cinética puntual en función de la temperatura de combustible, densidad y temperatura del refrigerante.

Para modelar los “feeders” se seleccionó un canal por cada zona del núcleo que se corresponde con el que se encuentra en la media geométrica de cada zona. Tanto el “feeder” de entrada como el de salida tienen la misma disposición geométrica, excepto su diámetro (y área de paso) ya que este suele ser mayor a la salida que a la entrada. Esto es válido para todas las zonas, salvo los canales individuales que se utilizaron los correspondientes “feeders”. La Figura 4 muestra cuáles fueron los “feeders” elegidos como representantes de cada zona a ser modelado con su geometría. Una vez elegido el “feeder” equivalente, el modelo se realizó siguiendo el plano isométrico correspondiente.

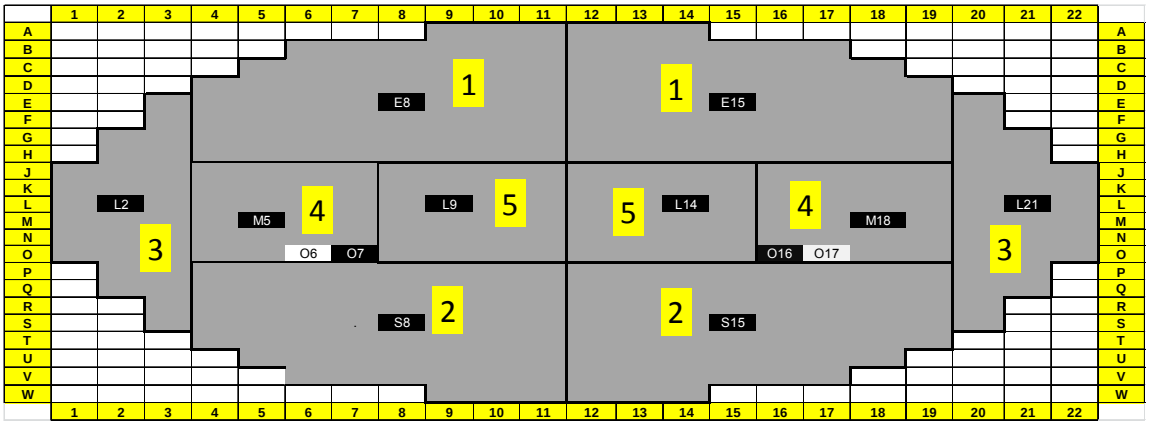


Figura 4. Canales elegidos para modelar la geometría del feeder de entrada y salida. Esto es relevante en cuanto a la ubicación axial del canal.

Debido que algunos canales periféricos tienen un restrictor de caudal, se ajustó la pérdida de carga concentrada de forma para que el caudal total del canal promedio sea próximo al caudal total esperado para el conjunto de canales de la respectiva zona. Es bien conocida la fenomenología CANDU que cada “feeder” de entrada y salida tienen una rugosidad individual, el modelo de planta desarrollada tiene una rugosidad promedio que fue impuesta igual para todos los grupos de canales, excepto en los canales individuales.

2.2. Sistema primario de transporte de calor

La función del sistema de transporte de calor es la de circular el refrigerante por los canales de combustibles del reactor para extraer el calor producido por fisión y transportarlo a los GVs.

En la Figura 5 se muestra un esquema del modelo en RELAP5 del SPTC. Se pueden distinguir las 4 bombas principales, las tuberías del SPTC, los tubos del lado primario de los GVs, etc. También se pueden ver las conexiones de los sistemas auxiliares (SEP) y de inyección de seguridad (ECCS).

Las cuatro bombas principales fueron modeladas usando bombas tipo “Bingham” que RELAP5 tiene en su base de datos. Se ajustaron los parámetros característicos de la bomba para que sean coincidentes con los datos experimentales que se disponen durante el funcionamiento en el primer cuadrante y durante el apagado de la misma.

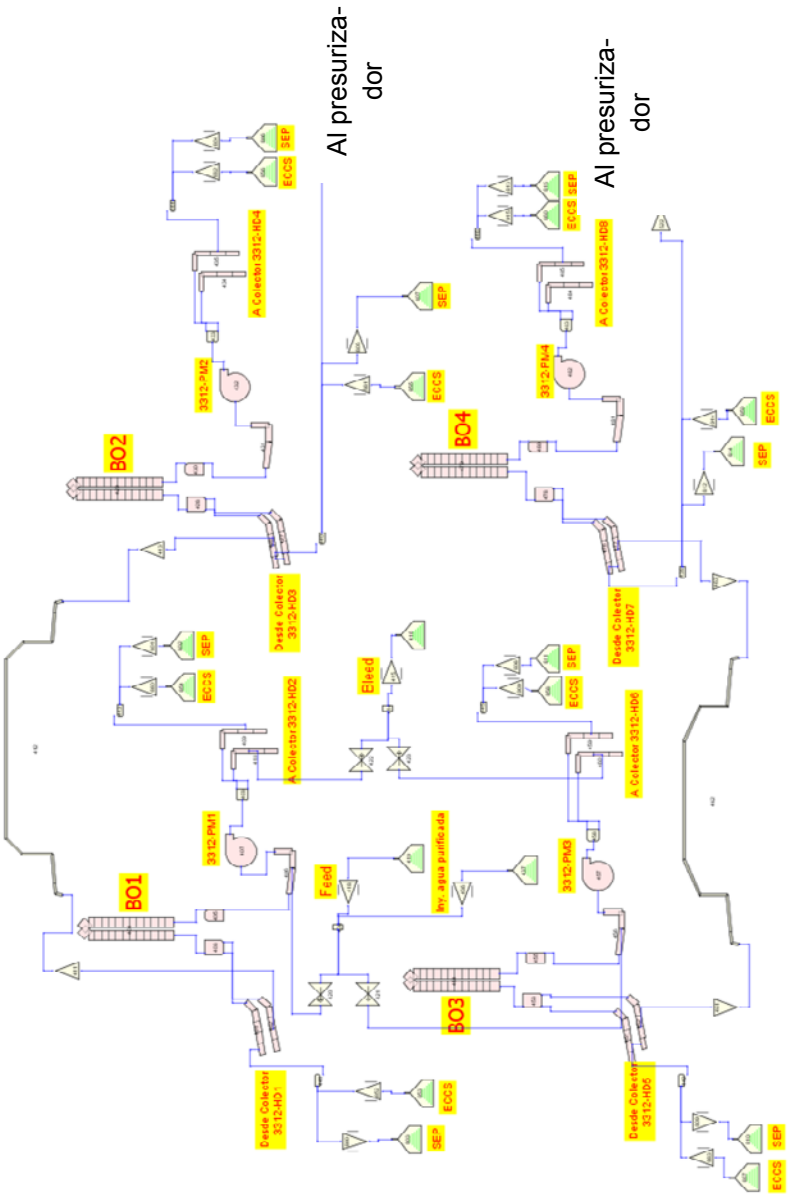


Figura 5. Esquema de la nodalización del SPTC del modelo de la CNE.

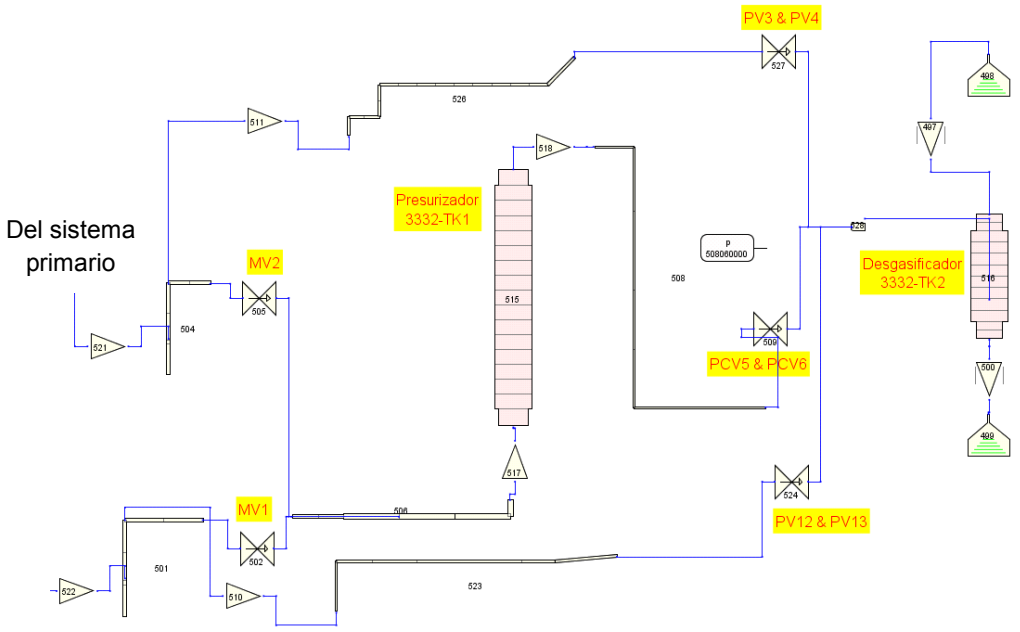


Figura 6. Esquema de la nodalización del sistema de control de presión del SPTC del modelo de la CNE.

Asimismo, también se pueden observar en la Figura 6 las líneas que conectan las ramas calientes con el presurizador y el resto del sistema de control de presión. La presión del SPTC es controlada por el presurizador en conjunto con el condensador-desgasificador, a aproximadamente 100 bar en los colectores. El control de presión es muy simple; si ésta decrece se prenden un conjunto de calefactores en la parte inferior del presurizador y si la presión se incrementa se descarga vapor hacia el condensador-desgasificador vía las válvulas de descarga de vapor PCV5 y PCV6. Si la presión del primario aumenta aún más el modelo contiene dos válvulas que representan las válvulas de alivio líquido (LRV) PV3, PV4, PV12 y PV13. La Figura 6 muestra la nodalización del sistema de control de presión del SPTC del modelo de la CNE.

El control de nivel del condensador-desgasificador fue simplificado ya que para la evolución de accidentes base de diseño no participa activamente en dichos eventos.

2.3. Sistema secundario

El modelo contiene gran parte del sistema secundario de planta aunque se ha realizado un conjunto de simplificaciones en algunos componentes.

El sistema secundario modelado consiste en: las líneas de agua de alimentación, GVs, líneas de vapor vivo y válvulas reguladores de nivel de los GVs y de admisión al condensador (CSDV) y de admisión a turbina (TGR). También se cuentan con válvulas de seguridad de vapor (MSSV) y las válvulas de alivio a la atmósfera (ASDV). La turbina y el condensador son condiciones de contorno de presión constante y no participan durante la evolución de los eventos que se van a simular.

2.3.1. Generadores de vapor (boilers)

Los GVs tienen como función intercambiar calor entre el sistema primario y secundario, generando vapor a la salida del mismo, que es transportado a las turbinas. En el

sistema primario, cada GV posee una calota de entrada que distribuye el refrigerante en 3550 tubos de aproximadamente 13 mm de diámetro. Del lado secundario de los ensamble de tubos se encuentra una cámara vertical llamada “riser”.

En el sistema secundario, el agua de alimentación (H_2O) ingresa subenfriada por la parte exterior del ensamble a un precalentador integrado. Al salir de esta zona, el agua precalentada se junta con la proveniente de la recirculación. Luego, el agua de alimentación asciende por el “riser” calentándose y evaporándose de tal manera que, al llegar a la parte superior una serie de separadores ciclónicos separan el líquido del vapor. Un esquema de un GV típico de un CANDU se muestra en la Figura 7.

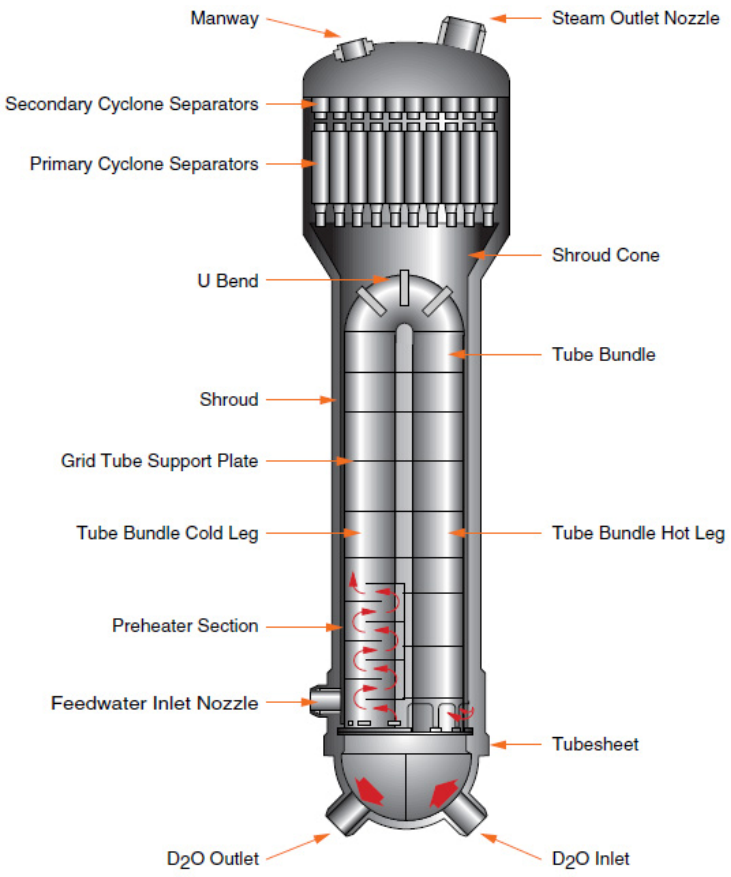


Figura 7. Esquema de un GV de un reactor tipo CANDU6.
Imagen tomada de [10].

El modelo del GV se ilustra en la Figura 8. Los cuatro GVs son idénticos entre sí y para su modelado se siguen las recomendaciones dadas en [3], utilizando los objetos termohidráulicos “pipes”, “branches”, “separator” y “annulus” de RELAP5. Se ha tenido en cuenta el cambio de altura, la geometría, el volumen libre interno y masa de todos los internos del mismo. Como separador se utilizó uno de los modelos incorporados en el código RELAP5 con las opciones por defecto y recomendadas por el desarrollador. Cabe agregar que el ajuste de los caudales y distribuciones de presión en el GV es bastante complejo ya que deben satisfacerse varias restricciones simultáneamente en un código 1D de fenómenos en 3D. Una vez ubicadas las pérdidas de cargas concentradas esperadas y los parámetros de uso del separador se ajustó la pérdida de carga

de la conexión entre el “downcomer” y “riser” para satisfacer la relación de recirculación del GV en operación normal.

El modelo incluye mediante estructuras de calor el intercambio de energía entre primario y secundario en el precalentador y en la zona del “riser”; como también se ha considerado la transferencia de calor entre el espacio anular “downcomer” y “riser”, y entre este último y precalentador. Además, se han incluido estructuras de calor que consideran la inercia térmica del material que comprende cada GV que podrían influir en la dinámica de los eventos.

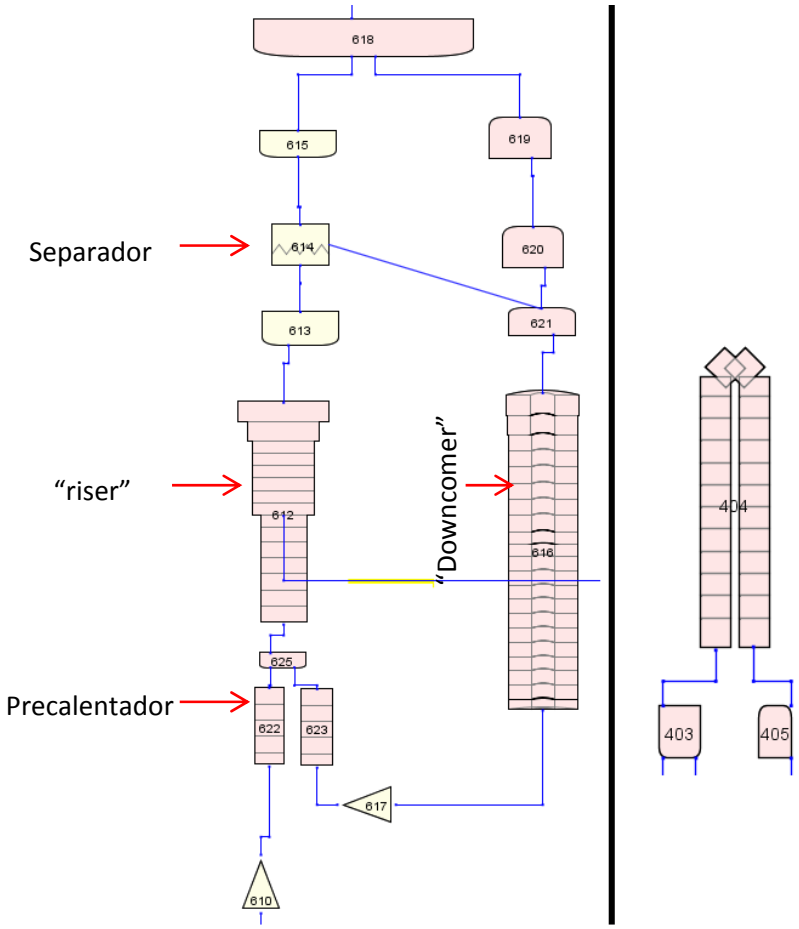


Figura 8. (Izq.) Nodalización GV lado secundario.
(Der.) Nodalización del manojo de tubos en U del lado primario.

En el modelo están representadas las mediciones de nivel para la simulación del control de nivel de los GVs que se describirán más detalladamente en la siguiente sección.

2.3.2. Sistema de agua de alimentación

El sistema de agua de alimentación está compuesto de varias tuberías que llevan el agua desde el “hotwell” del condensador a través de la bomba de extracción del condensado y de las etapas de precalentamiento hasta la inyección en los GVs. El ingreso

del agua de alimentación a los GVs se produce mediante un conjunto de válvulas reguladoras por cada línea de alimentación.

El conjunto de válvulas mencionadas se encargan de regular el nivel de los GVs. Este control que es complejo, consiste en tres válvulas en paralelo; dos de ellas de igual tamaño (redundancia) y una tercera válvula de menor área de paso para el control fino a baja potencia.

El modelo de planta desarrollado en RELAP5 del sistema de agua de alimentación comprende todas las líneas de cañerías desde la salida de las bombas de alimentación (denominadas P102 y P102/A) hasta la boquilla de entrada de los GVs como se muestra en la Figura 9. El modelo fue simplificado y se representaron el conjunto de tres válvulas de regulación por una sola. Se incluye en el modelado el sistema de alimentación auxiliar con su bomba (P107) y sus válvulas de regulación.

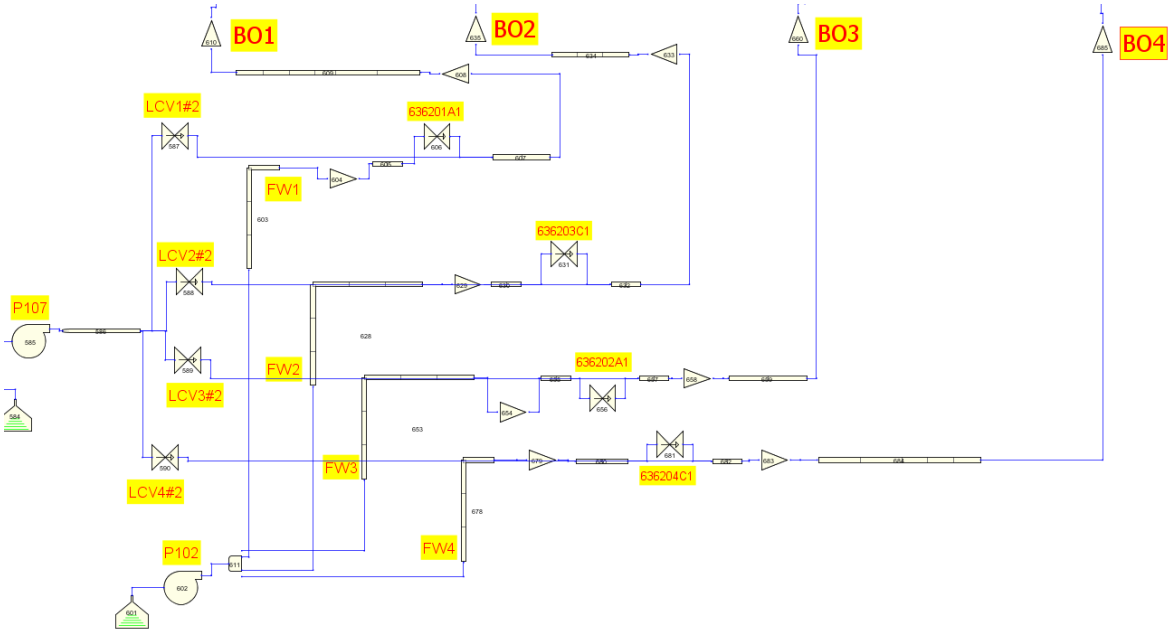


Figura 9. Nodalización de las líneas de agua de alimentación principal y auxiliar.

La lógica de control de nivel de los GVs se realizó siguiendo exactamente los mismos pasos que se ejecutan en la computadora de procesos para establecer cuál debe ser la posición del vástago de la válvula de regulación determinada [9].

2.3.3. Sistema de líneas de vapor

El vapor principal es generado en los GVs y transportado hasta el turbogenerador por medio de cuatro cañerías individuales que convergen en un único colector. Desde dicho colector se toma el vapor de ingreso a la turbina y al condensador. Estos últimos son considerados como condiciones de contorno a presión constante.

En el tramo desde los GVs hasta la turbina se conectan las válvulas de alivio de seguridad (MSSV), de descarga de vapor a la atmósfera (ASDV) y desde el colector de vapor se toma la descarga de vapor al condensador (CSDV) y de admisión a turbina. Cabe señalar que el modelo desarrollado no considera la toma de vapor usado en las etapas de precalentamiento del agua de alimentación.

En cada línea de vapor se mide presión y caudal a la salida del domo del GV, en las mismas posiciones que se ubican en la planta.

Para el modelo se ha considerado la geometría, cambios de altura y ubicación de cada válvula y tubería modelada desde la salida en cada domo hasta el colector y subsecuente conexión con turbina y condensador. En la Figura 10 se muestra un esquema del modelo de las líneas de vapor.

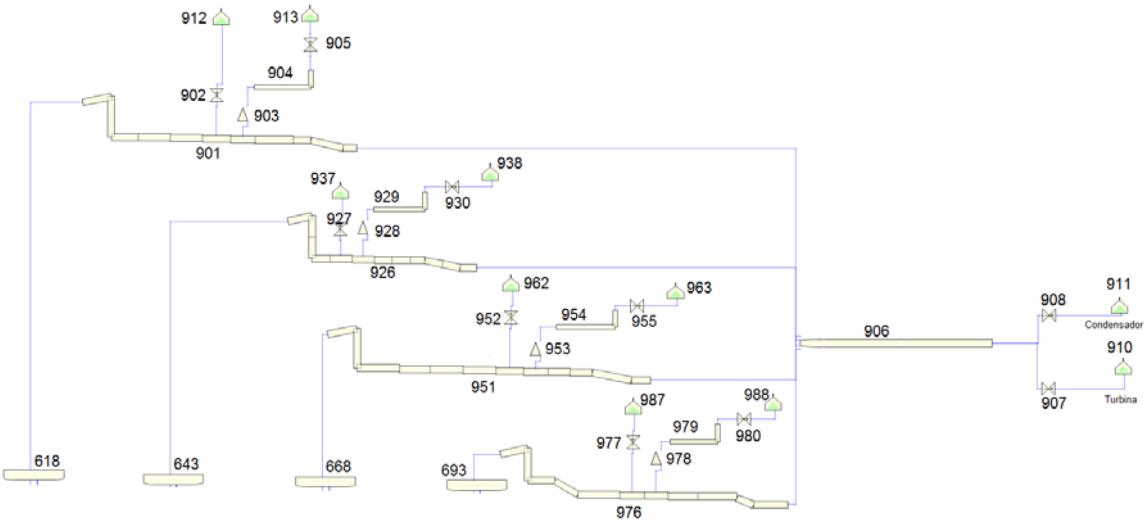


Figura 10. Línea de vapor vivo desde el domo de los GVs hasta la turbina

Cada GV tiene 4 MSSV que abren en forma escalonada en función de la presión de vapor. En el modelo este esquema de válvulas se ha simplificado en una sola válvula de tal manera que tenga las mismas características operativas y de funcionalidad que el grupo de válvulas. De manera similar se han condensado las ASDV y las de admisión al CSDV. Hay que agregar que estas últimas no cumplen funciones de seguridad por lo que si bien están implementadas en general no se dan crédito a su funcionamiento durante accidentes. En este trabajo, que simula un evento operacional, el funcionamiento de estas válvulas puede condicionar la dinámica de planta en algún instante del transitorio.

El control de presión del sistema secundario implementado en el modelo considera la acción sobre las válvulas MSSV, ASDV y CSDVs, de manera similar al control en planta [9], aunque de manera más simple. Además, se ha implementado la lógica de control y su acción sobre las ASDV y CSDVs durante modo de enfriamiento controlado.

2.4. Sistema de enfriamiento de Emergencia del Núcleo

El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS) es uno de los sistemas de seguridad diseñado especialmente con el objetivo de mantener el combustible sumergido en agua para evitar el sobrecalentamiento del mismo y su posible falla, limitando así la liberación de material radiactivo, más allá de los límites especificados, en casos de accidentes de pérdida de refrigerante (LOCA). La inyección del ECCS al SPTC posee tres fases de operación luego de iniciada la señal de disparo del ECCS, estas son de inyección de alta, media y baja presión de refrigerante al núcleo. Cada una de las inyecciones se representa en la Figura 11 donde se observan las conexiones a los 8 colectores.

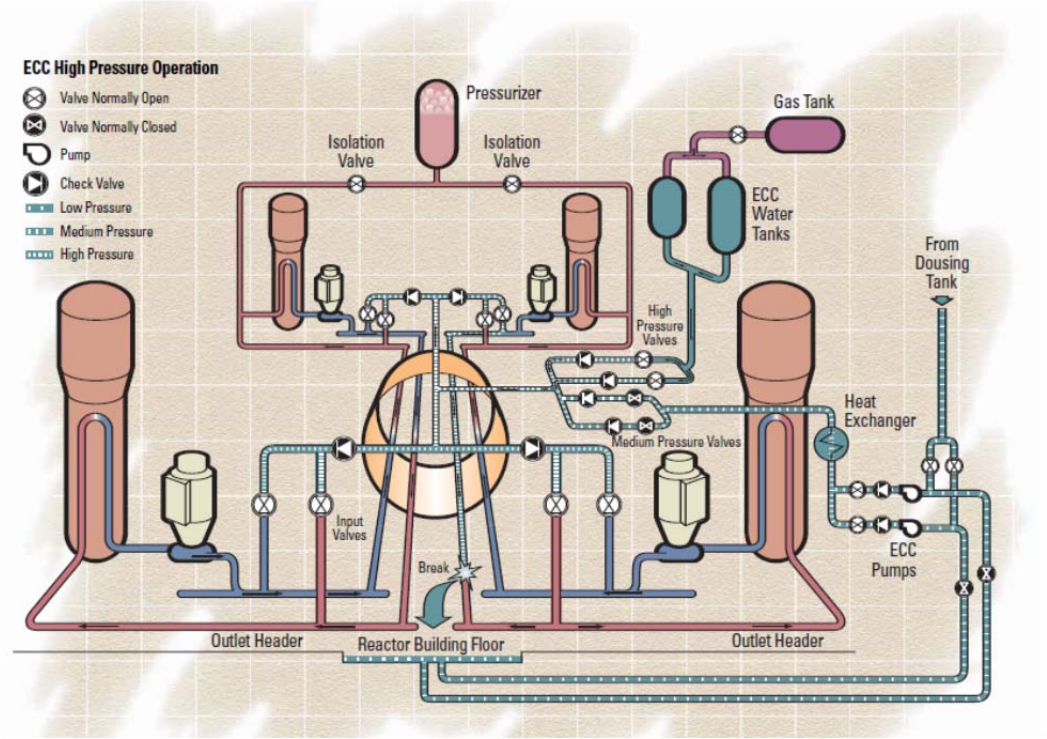


Figura 11. Esquema del ECCS de alta, media y baja presión.

En el modelo de planta se tuvieron en cuenta las tres etapas. Para modelarlas, se consideraron las longitudes, las alturas y el diámetro promedio de las cañerías basándose en los planos isométricos. El modelo no contempla el tanque de aire que presurizará a los tanques de agua, sino que se ha incorporado el volumen de aire a su presión (4,25 MPa), por lo que los dos tanques de agua estarán inicialmente presurizados.

Las pérdidas de carga (fricción, singularidades) correspondientes al circuito de alta presión fueron consideradas en la tubería de salida de los acumuladores que representan los tanques de agua. Para simplificar el sistema hidráulicamente pero manteniendo la misma funcionalidad, los diámetros de las cañerías que conforman el sistema de alta son de 10”, 12” y 16”, se ha tomado un área equivalente de 0,1138 m^2, considerando un promedio ponderado de los tres diámetros con respecto a sus longitudes.

El sistema contiene dos discos de ruptura que separa la inyección de agua liviana del sistema primario con agua pesada. Estos discos se han modelado como válvulas a motor que comienzan a abrir cuando se mide la diferencia de presión de 0,48 MPa entre ambos lados del disco. El tiempo de apertura considerado fue de 100 ms.

Existen además de los discos, válvulas motoras que también separan el agua liviana del agua pesada (3432-MV39 a MV46 y 3432-MV59 a MV46) y hay dos por cada colector. Para simplificar el modelo, solo se implementó una válvula por colector.

Un esquema del modelo del circuito de alta presión se presenta en la Figura 12. El control implementado para estas válvulas es ligeramente distinto al de la CNE, ya que en el sistema aparte de las válvulas de aislación, existe un conjunto de válvulas de retención que no se han incluido. Además, a modo de simplificación, se decidió que las válvulas de aislación inicien su apertura cuando el promedio de la presión en los

colectores del SPTC sea igual a la presión del ECCS. Para la acción sobre estas válvulas también se agregó la señal de disparo de LOCA.

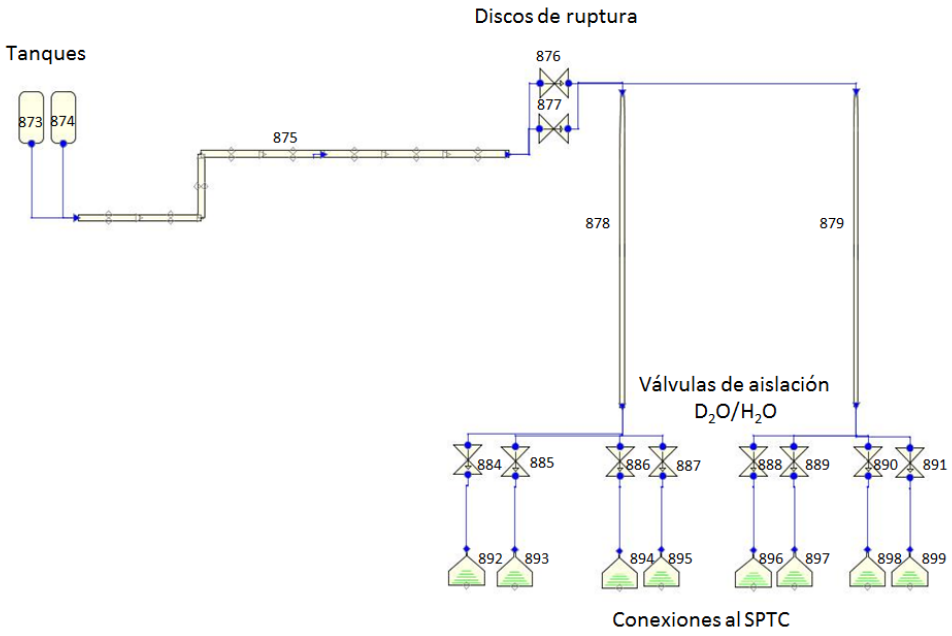


Figura 12. Nodalización del ECCS de alta presión en RELAP5.

El sistema de alta presión utiliza H_2O mientras que el sistema primario D_2O, lo que genera un problema en la implementación en RELAP5. Este inconveniente se resolvió modelando el ECCS con agua liviana y "copiando" los caudales de inyección a condiciones de contorno que inyectarían el agua pesada. De esta manera, el sistema de inyección es dinámicamente equivalente al de planta.

El modelo simplificado de baja presión contempla únicamente las válvulas de inyección de media y baja presión 3432-MV31/50, las válvulas de baja presión denominadas PV1/2 y las de conmutación de media a baja presión, 3432-PV10/11. Este modelo se presenta en la Figura 13.

Al igual que en el de alta presión, para las etapas de media y baja presión se tuvieron en cuenta las alturas y pérdidas de carga correspondientes a los efectos que los caudales de inyección similares a los esperados.

Se modeló únicamente una bomba de las 3432-P1/2 mediante una bomba tipo "Bingham" predefinida en RELAP5 con las características propias de la bomba de la CNE 3432-P1. La funcionalidad de la lógica de control del sistema, arranque y apagado de la bomba o apertura o cierre de las válvulas es muy similar a la lógica de planta.

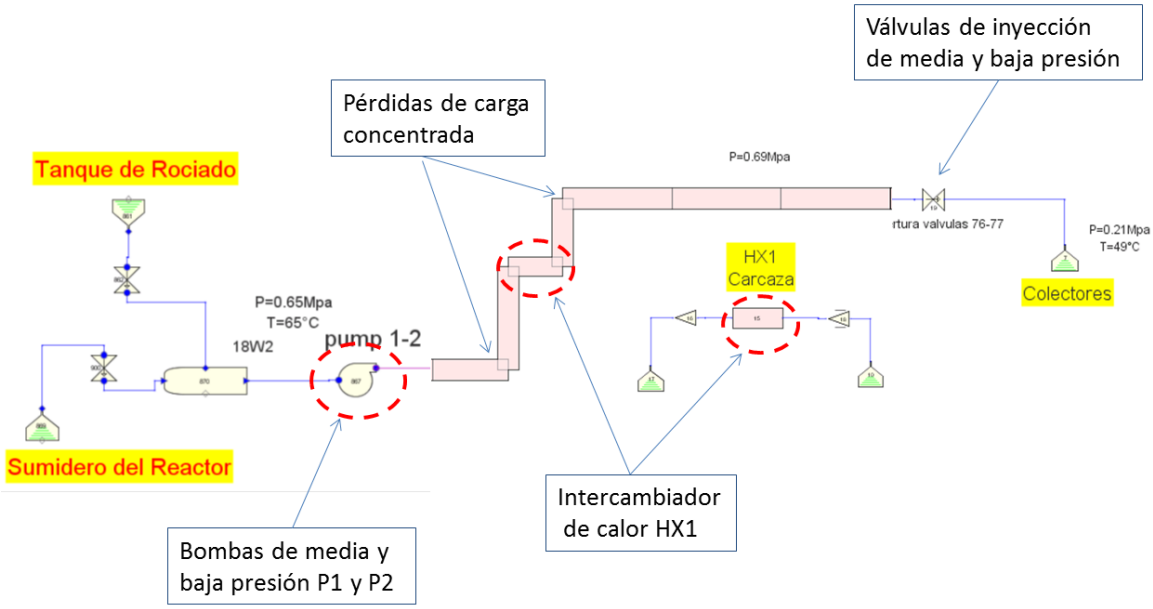


Figura 13. Esquema del modelo en RELAP5 del ECCS de media y baja presión.

2.5. Sistemas de control y señales de seguridad

El modelo contiene toda la lógica de disparo de los SDS N°1 (barras de seguridad) y N°2 (inyección de gadolinio). La lógica de control incluye el uso de diversos componentes de RELAP5 para generar retrasos temporales, los cuales son los esperados de acuerdo con la instrumentación de planta. Asimismo, en algunos casos se han considerado valores mayores como una condición conservadora.

Todos los componentes activos del modelo tienen asociado su funcionamiento a la clase IV (alimentación eléctrica normal) y la clase III (alimentación eléctrica de emergencia por equipos diésel) así como los tiempos de retardo de arranque para cada componente. Por lo tanto, el modelo puede contemplar además la pérdida total de clase IV, pero que, para este caso no es requerido.

2.6. Otros sistemas de planta

2.6.1. Sistema de control de inventario

El sistema de control de inventario (F&B) debe a) controlar con el inventario del sistema primario a través del control del nivel del presurizador, b) proveer caudales controlados al “desgasificador-condensador”, c) proveer caudal al agua de sello de las bombas principales,

Para ingresar o extraer agua pesada del SPTC a través del sistema F&B se utiliza como magnitud de referencia el nivel de presurizador durante operación a potencia y para la operación en estado “sólido” se utiliza la señal de presión de los colectores de salida. En planta, se realiza en la computadora de procesos un cálculo de la masa total

del SPTC y se estima, la cantidad de agua que tiene el presurizador y, de allí, se obtiene el correspondiente nivel.

Para modelar el F&B se realizó un estudio y análisis de la ingeniería conceptual y básica del funcionamiento del sistema durante condiciones normales y en situaciones accidentales, durante arranque y parada. En el modelo de planta, el control de nivel se realiza como condiciones de contorno que cumple las funciones especificadas.

El principal objetivo del modelo del F&B de la CNE es el control de nivel del presurizador y las variaciones provocadas por extraer fluido del SPTC que se encuentra a una temperatura de 266°C e inyectar líquido a 66°C. El sistema de purificación, que también está considerado en el modelo, toma una alícuota a 266ºC del SPTC y reingresa otra a 235°C.

Para modelar el F&B se realizó un balance de masa del SPTC teniendo en cuenta sus extracciones e inyecciones, y el error de nivel del presurizador que es variable con la potencia del reactor y es calculado por la computadora de procesos en función de parámetros de planta. El modelo permite determinar el error entre el valor de nivel de consigna y el medido y de esa forma se controlan las válvulas del “feed” o las del “bleed”.

Para el modelado, el control de nivel del presurizador fue simplificado considerando que el nivel varía linealmente entre el 0% y 100% de potencia entre los 4,16 y 10 m, respectivamente.

2.6.2. Otros sistemas

El modelo de planta, adicionalmente a los sistemas presentados contiene un conjunto de sistemas que están representados como condiciones de contorno adecuadas o como sistemas hidráulicos entre los cuales se incluye:

a) sistema de refrigeración en parada (SEP): este sistema se introduce como condición de contorno que inyecta y extrae refrigerante del sistema primario y se hace pasar por los intercambiadores de calor del mencionado sistema. La temperatura de entrada y caudales se obtienen en el modelo mediante un conjunto de cálculos que se realizan por “variables de control”. La operación de este sistema en planta es por el operador por lo que el modelo requiere que el usuario le indique su intervención.

b) sistema moderador: este sistema está modelado con un conjunto de componentes hidráulicos que representan la calandria, las tuberías, bombas e intercambiadores de calor con agua de procesos. Este modelo es complementario pero permite evaluar evoluciones de temperatura y nivel del moderador por cambios en el SPTC y permitiría simular roturas de interfase (tubo de calandria).

c) sistema de agua de emergencia (SAE): este sistema se modeló con pocos componentes hidráulicos y un conjunto de “variables de control” del código. El modelo incluye la inyección a los GVs, al SPTC y al sistema de rociado.

d) sistema de rociado: se construyó un modelo simple de este sistema para estudiar cualitativamente el uso del mismo en eventos con aumento de presión en contención y la disponibilidad del inventario del agua.

3. Simulación de un disparo espurio de turbina

El 30 de mayo de 2007 se produjo por una señal espuria un disparo de la turbina de la CNE. Cuando se produjo el disparo, la CNE se desconectó de la red interconectada nacional y de forma automática se acondicionó la reducción escalonada de potencia del reactor (step-back) al 49% de plena potencia. Luego de 960 segundos de ocurrido el evento, se accionó el SDS N°1 por bajo nivel en el GV1 debido a una descalibración de su válvula de agua de alimentación, que no será considerado aquí.

Con el disparo de turbina, se interrumpe el caudal de vapor a la misma y consecuentemente, la presión del sistema secundario se incrementa alcanzándose valores para la apertura de las ADSV. El sistema de regulación del reactor actúa reduciendo rápidamente la potencia al 49% de plena potencia aproximadamente. Para controlar el aumento de presión en el secundario, se abren las CSDVs.

Al reducirse el caudal de vapor, las extracciones usadas en el precalentado del agua de alimentación se reducen y por lo tanto, la temperatura del agua de alimentación decrece durante el evento. La evolución de la temperatura del agua de alimentación medida en planta durante el evento ha sido utilizada como condición de borde para la simulación del mismo en el modelo.

Este trabajo presenta una comparación entre los resultados de planta ante un disparo espurio de turbina y la simulación del mismo empleando el modelo desarrollado. Cabe agregar que NA-SA presentó en [11] una comparación equivalente a la presentada aquí pero con otro código de cálculo.

3.1. Estado estacionario y modelado del disparo espurio de turbina

La simulación y evolución de un evento depende de las condiciones iniciales de planta en el instante en que se produce la falla. Por lo tanto, antes de comparar los resultados del modelo con las mediciones de planta, se deben verificar algunas de las condiciones iniciales con una simulación del estado estacionario del modelo. En el caso de surgir algún apartamiento entre ambos valores, éste debe ser analizado y verificar su importancia en la dinámica del evento que se estudia.

En la Tabla 1 se muestra la comparación entre los valores obtenidos con el modelo de la ARN en estado estacionario y los valores de la CNE y su correspondiente diferencia porcentual.

Tabla 1. Variables del estado estacionario de CNE.

		Planta	Modelo ARN	Diferencia porcentual
Temperatura en colectores de entrada (°C)	IHD2	264,3	264,5	-0,1
	IHD4	264,1	264,7	-0,2
	IHD6	264,2	264,6	-0,1
	IHD6	264,8	264,9	0,0
Presión en colectores de salida (kg/cm^2)	OHD1	100,8	100,4	0,3
	OHD3	100,7	100,4	0,3
	OHD5	100,8	100,5	0,3
	OHD7	100,6	100,5	0,1
Temperatura de agua de alimentación (°C)	BO1	158,2	156,1	1,3
	BO2	157,9	156,1	1,2
	BO3	157,9	156,1	1,2
	BO4	157,9	156,1	1,2
Presión en los boilers (kg/cm^2)	BO1	46,9	46,9	0,0
	BO2	46,7	46,8	-0,3
	BO3	46,8	46,9	-0,3
	BO4	46,8	46,9	-0,3
Caudal de agua de alimentación (kg/s)	BO1	237,7	234,1	1,5
	BO2	238,7	233,2	2,3
	BO3	240,7	233,3	3,1
	BO4	239,2	233,9	2,2
Potencia transferida al sistema secundario (MW)	BO1	504,0	500,5	0,7
	BO2	506,5	499,3	1,4
	BO3	510,6	498,9	2,3
	BO4	507,2	500,7	1,3
Niveles en los Boilers (mm)	BO1	1089,5	1098,3	-0,8
	BO2	1083,3	1105,4	-2,0
	BO3	1097,8	1100,6	-0,3
	BO4	1102,2	1053,0	4,5
Nivel en el presurizador (m)		9,4	10,0	-6,1
Apertura de las TGVs (%)		50,2	55,3	-10,3

Puede notarse en la Tabla 1 que la apertura de las TGVs es mayor en la simulación que el medido en planta durante el estado estacionario. Esta diferencia se debe a las simplificaciones realizadas en el modelo como no tener en cuenta la extracción de vapor para la etapa de precalientamiento que, en el caso de existir, una menor cantidad de vapor fluye a la turbina cerrando las válvulas. Adicionalmente, se observa una

diferencia en el nivel en el presurizador. Esta diferencia depende de muchos factores pero puede ser fácilmente ajustada cambiando el setpoint de referencia y que, mediante el sistema F&B se alcanzará modificando caudales de inyección o extracción. Por otro lado, este apartamiento no se espera que tenga influencia sobre la evolución del evento. Más adelante se verá qué efecto tiene esta diferencia.

3.2. Comparación del disparo espurio de turbina

La Figura 14 muestra el caudal de agua de alimentación a uno de los generadores de vapor y en la Figura 15 el nivel de los generadores de vapor. Se puede observar en esta figura que debido a la caída de potencia aparece un brusco descenso de los niveles ocasionados por rápida desaparición del contenido de la doble fase (por contracción) y la reducción de la recirculación. Cuando el nivel cae, también decrece el caudal de agua de alimentación. Se observa que los resultados del caudal de agua de alimentación son similares entre el modelo y los datos de planta. En el caso del nivel, el modelo predice un descenso de nivel menor que la planta pero que luego se estabiliza.

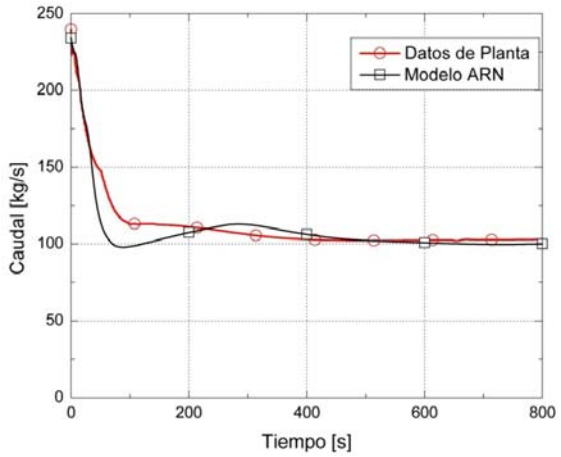


Figura 14. Comparación entre los caudales de alimentación del modelo de planta de la ARN y de mediciones de la CNE para una de las líneas de agua de alimentación.

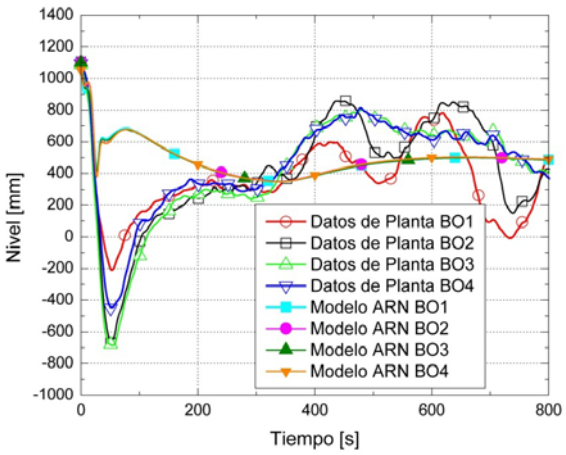


Figura 15. Niveles de los 4 generadores de vapor (BO1/2/3/4) obtenidos del modelo de la ARN y de las mediciones de la CNE.

La Figura 16 muestra los caudales de vapor al condensador y se compara con los valores del modelo de NA-SA [8] y [11] mostrándose resultados similares. Cabe aclarar que el caudal de vapor es el total entre la extracción usada para precalentamiento y la fracción que condensa en el condensador.

Asimismo la Figura 17 presenta la comparación entre la presión del sistema secundario medida en planta y la presión obtenida por el modelo para el GV4. Los resultados del modelo presentan un máximo mayor de presión. Esto fue consecuencia de una diferencia en el modelo de ARN y el valor de apertura de válvulas ASDV respecto al valor de planta. Además, por las simplificaciones en los tiempos de respuestas de la lógica de control se observa que el modelo de ARN responde más rápido que lo esperado.

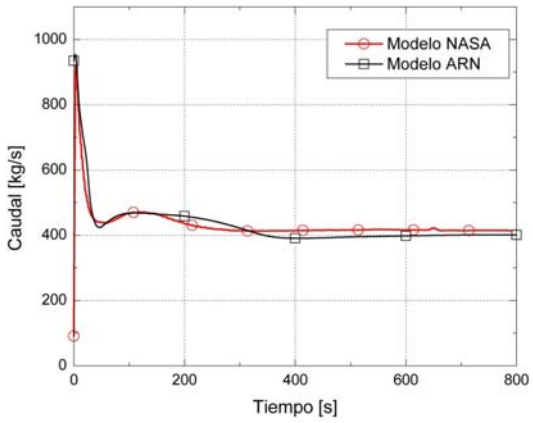


Figura 16. Caudal de vapor al condensador. Para esta comparación se dispusieron de los resultados del modelo de NASA [8] y se sumaron las contribuciones del caudal al condensador y el caudal de precalentadores.

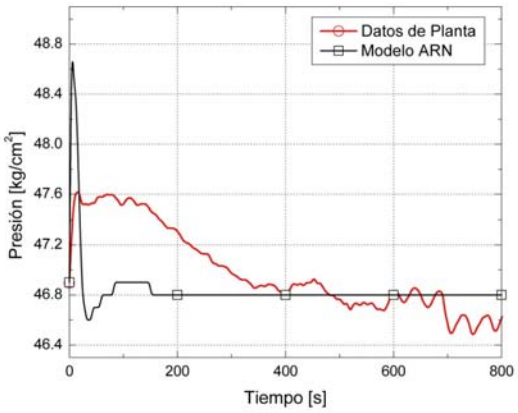


Figura 17. Comparación entre la presión del sistema secundario medida en la CNE y la presión obtenida por el modelo de la ARN para el GV4.

Cuando se reduce la potencia al 49%, el refrigerante pierde parte de su fuente de calor contrayéndose, decreciendo la presión y temperatura, como se observa en las Figura 17, Figura **18**, Figura **19** y Figura **20**.

La presión del colector HDR5 experimenta un rápido descenso que se recupera lentamente con ayuda de los calefactores del presurizador y que luego logra estabilizarse nuevamente en los valores nominales. Los resultados del modelo son consistentes con los datos de planta tanto para los valores de presión como para los tiempos característicos. También se puede ver que las diferencias porcentuales son en general menores al 3 – 4 %. En el caso de la temperatura también se observa un buen acuerdo en relación a la formas de las curvas, mostrándose diferencias de temperatura menores a 2ºC.

Como la presión y temperatura del sistema primario decrecen, se espera que haya una contracción en el volumen de refrigerante del sistema primario. Como consecuencia, el nivel del presurizador debe decrecer. En la Figura 20 se puede observar cómo cambia el nivel del presurizador. Existe una diferencia importante entre el modelo de ARN (curva en negro) y los datos de planta (curva en rojo), de aproximadamente 2 m. Esto es consecuencia que la condición inicial del presurizador en el modelo de ARN es diferente al valor de planta en aproximadamente 60 cm. Si se desplaza la curva obtenida del modelo haciendo coincidir las condiciones iniciales, se puede obtener el nivel del presurizador corregido. Si bien aún la diferencia entre niveles existe, cabe indicar que esta diferencia no afecta a la evolución del transitorio y la discrepancia puede deberse a que una pequeña diferencia de temperatura en el sistema primario sobre el volumen total (próximo a 120 m^3) ocasionaría esta diferencia en el nivel del presurizador.

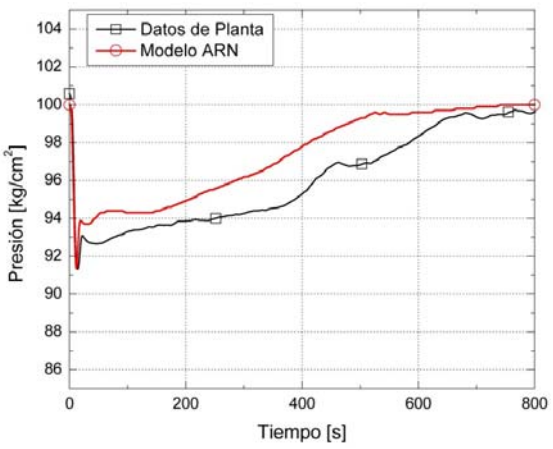


Figura 18. Comparación entre la presión medida en la CNE (promedio de tres medidores) y la presión obtenida por el modelo de la ARN para el HDR5.

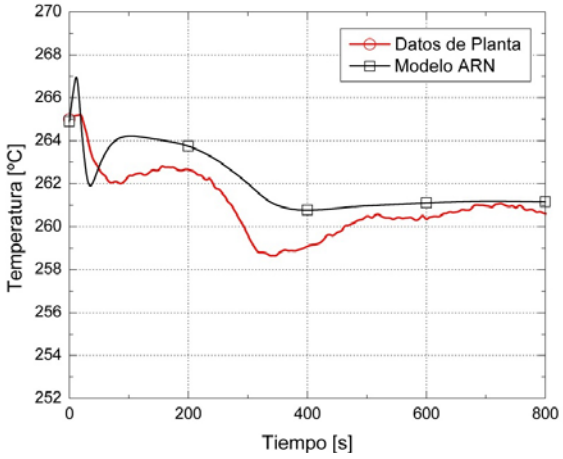


Figura 19. Comparación de las temperaturas del colector HDR8.

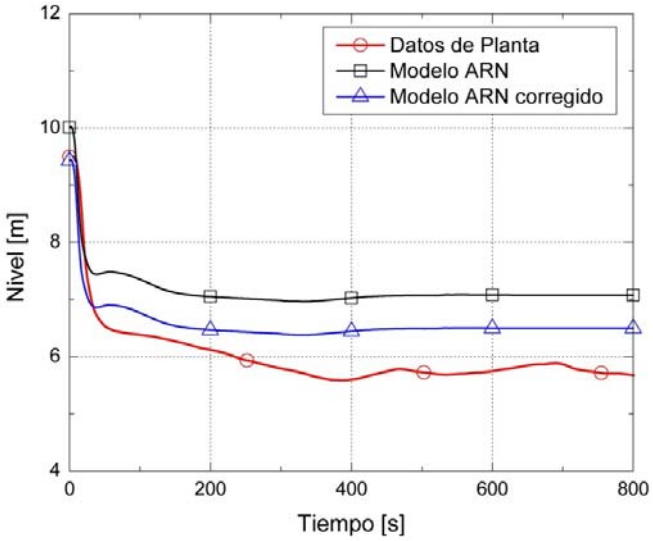


Figura 20. Comparación en los niveles del presurizador entre los valores de la CNE y el modelo de la ARN. Se muestra también la curva que resultaría si se modificase la condición inicial de nivel del presurizador.

4. Conclusiones

En el marco de la extensión de vida de la Central Nuclear Embalse (CNE), desde 2013 la ARN está desarrollando un modelo termohidráulico con cinética puntual de la planta completo en RELAP5 mod. 3.3 patch4, con el fin de simular accidentes dentro de la base de diseño. Este modelo será utilizado para revisar de manera independiente el análisis de seguridad. Es importante para la ARN contar con modelos termohidráulicos-neutrónicos desarrollados de manera independiente.

En este trabajo, se han comparado (a modo de validación) los resultados del modelo desarrollado con datos de la planta en el estado actual. Dicha comparación pone en evidencia que el modelo adquiere un estado estacionario equivalente al de planta. Las desviaciones observadas no juegan un rol importante con respecto a la función del modelo. En otras palabras, el modelo representa de forma correcta el estado estacionario medido en planta.

Para validar la respuesta del modelo, se modeló, simuló y se compararon los resultados obtenidos de un evento ocurrido en la CNE en 2007 en el que se produjo el disparo de turbina por una señal espuria. El objetivo de esta comparación fue verificar que los parámetros termohidráulicos importantes de planta y las predicciones del modelo sean consistentes entre sí.

Se observó que los resultados y tendencias fueron similares entre el modelo y los datos de planta. En el caso del nivel en GVs, el modelo predice un descenso menor que la planta para luego estabilizarse correctamente. También se observa que el modelo de ARN responde más rápido que lo esperado en relación al ajuste de presión del sistema secundario.

Se constató que los resultados del modelo y de los datos con respecto al primario, son consistentes entre sí, con diferencias porcentuales menores al 3 – 4% para la presión y una desviación de 2ºC para la temperatura. En general, los tiempos característicos y evolución del primario se condicen en gran medida con la planta.

Se concluye que se ha verificado la evolución de algunas variables con respecto a lo observado en la planta, partiendo de estados estacionarios equivalentes e independientes. Asimismo, el análisis presentado en este trabajo ha contribuido al desarrollo, ajuste y corrección del modelo, especialmente con respecto a los bloques de control del mismo.

5. Agradecimientos

Se agradece la participación activa del CIMEC (Centro de Investigación de Mecánica Computacional) en el desarrollo del modelo utilizado para este trabajo. También a la colaboración brindada por personal de NA-SA para proveer información adicional requerida.

6. Referencias

[1] AR 3.7.1. Cronograma de documentación mandatoria.

[2] Exp. 1951/2011 – Orden de compra N° 104/2014 que es prórroga del trabajo iniciado por la OC 25/2012 entre ARN y CIMEC/UNL relacionado con el desarrollo de un modelo termohidráulico para el licenciamiento de la Extensión de vida de la Central Nuclear Embalse.

[3] United States Nuclear Regulatory Commission, RELAP5/MOD3.3 Code manual, 1-8, by Information Services Laboratory Inc., Nuclear Safety Analysis Division, NUREG/CR-5535/Rev. 1, 2002.

[4] NUREG/IA-0189 International Agreement Report Improvements of RELAP5/MOD3.2.2 Models for the CANDU Plant Analysis Prepared by B.D. Chung, WJ. Lee, Y.S. Bang (2000).

[5] NUREG/IA-0239 International Agreement Report Development of Horizontal Off-Take Model for Application to Reactor Headers of CANDU Type Reac-

tors Prepared by: Yong Jin Cho, Seung-Hoon Ahn, In-Goo Kim, Gyoo Dong Jeon (2010).

[6] NUREG/IA-0247 International Agreement Report RELAP5 Simulation of Darlington Nuclear Generating Station Loss of Flow Event Prepared by: D. Naundorf, J. Yin, A. Petruzzi, A. Kovtonyuk (2011).

[7] IAEA-TECDOC-1395. Intercomparison and Validation of computer codes for thermalhydraulic safety analysis of heavy water reactors, August 2004.

[8] Comunicación entre A. Lazarte y A. Rabiti.

[9] DM-18-63331 Heat transport system inventory control, PS-18-401.

[10] https://canteach.candu.org

[11] Ana L. Parrondo, Arnaldo V. Rabiti, Pablo U. Serrano, Silvana L. Calá, Hermes D. Damiani y Antoine Sablayrolles. Modelo de Planta Completo de Embalse para el Código Cathena. Asociación Argentina de Mecánica Computacional, Bariloche, Argentina, Septiembre 2014

Sistemas de Gestión de la Calidad en la Gerencia Apoyo Científico Técnico

Martinez, N.; Carrasco, M. y Chávez, J.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 abril de 2015

SISTEMAS DE GESTIÓN DE LA CALIDAD EN LA GERENCIA APOYO CIENTÍFICO TÉCNICO

Martinez, N.[1]; Carrasco, M. y Chávez, J.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Basándose en la mejora continua establecida en la política de calidad institucional, los laboratorios de la Gerencia Apoyo Científico Técnico (GACT) han iniciado en el año 2006 un proyecto para ingresar en el esquema de acreditación con el Organismo Argentino de Acreditación (OAA) – miembro del International Laboratory Accreditation Cooperation (ILAC)- bajo la Norma IRAM 301 (Norma ISO 17025:2005).

Actualmente la GACT cuenta con 4 laboratorios acreditados bajo la norma mencionada:

- Laboratorio de Control Ambiental
- Laboratorio de Dosimetría Biológica
- Laboratorio de Dosimetría Física
- Laboratorio de Dosimetría Interna

Por otro lado, la GACT en el año 2013 obtuvo la certificación del proceso "Seguimiento de la documentación interna y externa del proceso apoyo científico y técnico". Este proceso asegura el seguimiento estricto de todos los pedidos de trabajo que ingresan en la GACT, hasta su egreso.

En este trabajo se detalla la evolución del proceso de acreditación de las distintas técnicas de los cuatro laboratorios mencionados y del proceso de certificación a fin de mantener bajo control la documentación de la GACT.

1. INTRODUCCIÓN

El Directorio de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) ha expresado, en su Política de la Calidad, el compromiso de "*proteger a la sociedad en su conjunto y al medio ambiente contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes desarrolladas en la República Argentina; asegurando que las actividades desarrolladas se realicen con fines exclusivamente pacíficos, en la actualidad y en el futuro; basándose en un sistema enfocado a crear conciencia sobre el valor de la seguridad logrado a través de la mejora continua de la eficacia de su Sistema de Gestión de la Calidad, de la gestión de sus procesos y recursos, la excelencia de su plantel de la más alta capacitación y formación profesional y satisfaciendo los requisitos de los grupos de interés*" .

La Gerencia de Apoyo Científico Técnico (GACT) tiene como objetivo participar en el control regulatorio del grado de cumplimiento de niveles apropiados de protección de las personas y del medio ambiente asociada a aquellas instalaciones fiscalizadas por la ARN.

Basándose en la mejora continua establecida en la política de calidad institucional, los laboratorios de la GACT han iniciado en el año 2006 un proyecto para ingresar en el esquema de acreditación con el Organismo Argentino de Acreditación (OAA) – miembro del International Laboratory Accreditation Cooperation (ILAC)- bajo la Norma IRAM 301 (Norma ISO 17025:2005) [1].

[1] nmartinez@arn.gob.ar

La gerencia cuenta con 4 laboratorios acreditados bajo la norma mencionada, dos de ellos se desprenden de la Subgerencia Mediciones en Seguridad Radiológica siendo su objetivo garantizar la realización de mediciones de la dosis de radiación y de radionucleidos naturales y artificiales presentes en el ambiente.

- El laboratorio de Control Ambiental (LCA) a través del Plan de Monitoreo Radiológico Ambiental, se lleva a cabo el control radiológico ambiental en los alrededores de las instalaciones reguladas por la ARN en forma totalmente independiente de los que ejecutan cada una de las instalaciones por sí mismas. Esta actividad comprende tanto el muestreo como la determinación de diferentes radionucleidos en varias matrices ambientales tales como aguas, aire, suelo, filtros, sedimentos y alimentos. Por otra parte realiza los análisis radioquímicos específicos en muestras provenientes de la fiscalización llevada a cabo por los inspectores de la ARN.

Este laboratorio de ensayo (LE 116) fue acreditado bajo la Norma IRAM 301 (Norma ISO 17025:2005) en el año 2007 y desde entonces extendiendo el alcance a diferentes técnicas analíticas:

Tabla 1. Laboratorios Acreditados de Control Ambiental

Laboratorio	Material/ Producto	Ensayo	Norma / Procedimiento interno	Validación
Laboratorio de Control Ambiental de la ARN (LE 116)	Agua	Determinación de la actividad de radionucleidos emisores gamma en agua	ISO 10703	--
	Agua	Determinación de Uranio en agua por fluorimetría	Determinación de Uranio en agua por fluorimetría (P-FLUO-03)	Validación de métodos de ensayo para la determinación de uranio por fluorimetría (F-VALI-03)
	Agua	Determinación de trazas de uranio con equipo KPA	Norma ASTM D-5174	--
	Agua	Determinación de tritio en agua por centelleo líquido	Determinación de tritio en agua (P-TRIT-04)	Informe de validación de la técnica para la determinación de tritio en aguas. (F-VALI-04)
	Agua	Determinación de estroncio-90 en aguas	Determinación de estroncio-90 en aguas. (P-STRO-26)	Informe de validación de la técnica de determinación de estroncio-90 en agua. (F-VALI-26)
	Leche	Determinación de Tritio en Leche	Determinación de Tritio en Leche. (P-LECH-55)	Informe de validación de la técnica para la determinación de tritio en leche. (F-VALI-55)

Actualmente se encuentra en implementación la técnica “Determinación de tritio en condensado de humedad (Bq/m^3)”.

- El laboratorio Dosimetría Física (LDF) asegura la aplicación de sistemas de medición de dosis personal y ambiental mediante métodos físicos, la aplicación de sistemas de medición de dosis en el caso de accidentes de criticidad y la calibración de detectores de campos de radiación externa y de mediciones de contaminación superficial.

- El laboratorio de calibraciones (LC 029) fue acreditado en el año 2009 y extendido su alcance en el año 2010:

Tabla 2. Laboratorios Acreditados de Dosimetría Física

MAGNITUD: Respuesta para equivalente de dosis ambiental (H*), Kerma en aire (K_a), exposición (X), equivalente de dosis de fotones (Hx), equivalente de dosis personal(Hp), dosis absorbida (D) y sus derivadas respecto a tiempo.				
Laboratorio	**Servicios**	**Campo de medición o régimen operativo**	**Capacidad de medición y calibración**	**Norma / Método**
Laboratorio de Dosimetría Física de la ARN (LC 029)	Calibraciones de detectores de campo de radiación	Tasa de equivalente de dosis ambiental entre 0,5 y 16 mSv/h (Referida a la Energía del ^{137}Cs)	Incertidumbre total Expandida (k=2) porcentual=11%	Calibración de equipos de Medición de campos de radiación (I-CAL-01) basado en IAEA SRS N° 16.
MAGNITUD: Factor de calibración para la emisividad superficial y actividad superficial				
Laboratorio	**Servicios**	**Campo de medición o régimen operativo**	**Capacidad de medición y calibración**	**Norma /Método**
Laboratorio de Dosimetría Física de la ARN (LC 029)	Calibraciones de detectores de radiación	Contaminación superficial alfa, beta y gamma Rango de energía entre 157 keV y 5486 keV	Incertidumbre total Expandida (k=2) porcentual=11%	Calibración de equipos de Medición de contaminación superficial (I-CAL-02), basado en IAEA SRS Nº 16.

- En el año 2014, el laboratorio de ensayo de Dosimetría por Termoluminiscencia obtuvo resultados satisfactorios en la auditoría externa realizada por el Organismo Argentino de Acreditación. Se aguarda el certificado de acreditación.

Este laboratorio tiene como objetivo para el corriente año la implementación de la técnica de "Dosimetría en extremidades".

- Respecto a la actividad "Biodosimetría, Radiopatología y Dosimetría Interna", el área de Dosimetría Biológica tiene dentro de sus funciones la aplicación de dosímetros e indicadores biológicos para la evaluación de distintas situaciones de sobreexposición, diferentes calidades de radiación y diferentes distribuciones de dosis en el cuerpo. Es el único laboratorio de América Latina y el Caribe que forma parte del Sistema de Respuesta en Emergencias Radiológicas y Nucleares (RANET, por sus siglas en inglés) del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA). Adicionalmente, forma parte de la Red Global de Biodosimetría, BioDoseNet, de la Organización Mundial de la Salud y es fundador de la Red Latinoamericana de Dosimetría Biológica. En este marco de cooperación mutua regional, asiste a países de la Región Latinoamericana que sufrieron accidentes radiológicos involucrando personas expuestas a las radiaciones ionizantes.

El laboratorio de ensayo (LE 147) del laboratorio de Dosimetría Biológica (LDB) ha sido acreditado en el año 2010:

Tabla 3. Laboratorios Acreditados de Dosimetría Biológica

Laboratorio	Material/ Producto	Ensayo	Norma / Procedimiento interno
Laboratorio de Dosimetría Biológica de la ARN (LE 147)	Sangre Humana	Dosimetría Biológica (Citogenética)	ISO 19238

El mismo tiene como objetivo para el corriente año la implementación de la técnica de "Micronúcleos en células binucleadas".

- Respecto al laboratorio de Dosimetría Interna, sus funciones están asociadas al aseguramiento de la aplicación de sistemas de medición directa de la carga corporal y de los modelos dosimétricos adecuados para la dosimetría interna de situaciones rutinarias, incidentales o accidentales debida a exposición interna. El laboratorio de ensayo (LE 193) perteneciente al laboratorio de Dosimetría Interna (LDI), ha obtenido en el año 2013 la acreditación para la medición in vivo de yodo 131 en tiroides en personal interno y externo a la ARN.

Tabla 4. Laboratorios Acreditados de Dosimetría Interna

Laboratorio	Material/ Producto	Ensayo	Norma / Procedimiento interno	Validación
Laboratorio de Dosimetría Interna de la ARN (LE 193)	In vivo sobre tiroides humana	Determinación de actividad de ^{131}I en tiroides	Determinación de actividad de ^{131}I en tiroides (I-CTC-01)	Informe para validación o aseguramiento de la calidad (F-ASEG-03)

El mismo tiene como objetivo para el corriente año la implementación de la técnica de “Determinación de Yodo-131 en tiroides fuera del sitio permanente de ensayo”.

Para acreditar un laboratorio de acuerdo a la Norma IRAM 301:2005 (ISO/IEC 17025) y los Criterios de Evaluación del Organismo Argentino de Acreditación (OAA), se pone el énfasis en establecer la competencia técnica de un laboratorio para un conjunto de ensayos, mediciones, o calibraciones determinadas. Con el fin de alcanzar los objetivos acordados con la Alta Dirección y mediante una adecuada planificación se han obtenido grandes logros desde el año 2006 a la actualidad.

Asimismo, siguiendo con la política de la mejora continua la Gerencia ideó un seguimiento intensivo para los pedidos de trabajo solicitados a la GACT.

Dada la efectividad del seguimiento en el año 2013 se certificó, en coordinación con la Unidad de Gestión de la Calidad, el proceso “Seguimiento de la documentación interna y externa del proceso de la Gerencia Apoyo Científico Técnico” bajo la Norma IRAM-ISO 9001:2008. En el año 2014 se re-certificó hasta el año 2017. Este alcance comprende todos los Informes Técnicos elaborados por esta Gerencia, que incluye además todos los Informes Ensayo y Certificados de Calibración que emiten los laboratorios de la GACT.

2. METODOLOGÍA

2.1. Factores que contribuyen a la exactitud y confiabilidad de los resultados de ensayos y calibraciones.

Para asegurar la calidad en las determinaciones es necesario generar, implementar y mantener un Sistema de Gestión de Calidad (SGC) apropiado para el alcance de las actividades que se realizan en instalaciones permanentes y fuera de ellas. Nuestro SGC contempla todos los aspectos de gestión y técnicos, a saber:

2.2. Aspectos de gestión

La ARN mantiene una estructura documental, que incluye la política y objetivos de la calidad, los procedimientos y registros, acordes a las actividades de los laboratorios. (Figura 1).

Figura 1. Estructura documental del SGC

2.2.1. Control de la documentación

Nuestra organización asegura el control de los documentos internos y externos, estableciendo funciones y responsabilidades para la elaboración, revisión y aprobación de toda documentación, garantizando el inmediato retiro de los documentos obsoletos de los lugares de trabajo.

Por otro lado, esto se ve reforzado por la planilla de seguimiento de la GACT, certificada bajo la Norma IRAM-ISO 9001:2008. En la misma se controla que se utilicen los formularios vigentes tanto para los pedidos de ensayo y/o calibraciones como para las notas de salida con sus respectivos informes.

2.2.2. Revisión de los pedidos, ofertas y contratos

Nos es de vital importancia llevar a cabo la revisión de los pedidos y ofertas que realiza el cliente, para asegurarnos que el laboratorio tendrá la capacidad y los recursos adecuados para cumplir con los requisitos establecidos.

2.2.3. Subcontratación de ensayos y calibraciones

Es política de nuestros laboratorios, no realizar subcontratación de ensayos o calibraciones a menos que se produzca alguna de las siguientes circunstancias:

- Aumento inesperado y temporario del volumen de ensayos o calibraciones por encima del 25% de lo previsto.
- Incapacidad inesperada y temporaria de algún equipo de medición del listado de equipos críticos, que no posea reemplazo.
- Indisponibilidad temporaria del personal del laboratorio.

2.2.4. Compras de servicios y suministros

Los laboratorios realizan sus compras de bienes, servicios e insumos a proveedores competentes y evaluados conforme a los requisitos de la Norma IRAM 301:2005 (ISO/IEC 17025). Cada laboratorio evalúa periódicamente a sus proveedores, manteniendo registro de los aprobados.

También se aseguran de que los suministros como ser los reactivos y materiales consumibles comprados, que afecten a la calidad de los ensayos o calibraciones no se utilicen hasta tanto se haya verificado que cumplan con los requisitos especificados.

2.2.5. Servicios al cliente

Con el fin de mejorar las actividades del SGC los laboratorios se encargan de obtener información de retorno del cliente, ya sea ésta de juicios positivos o negativos, por medios documentados (reuniones, encuestas, notas, por e-mail, etc.) o no documentados (comunicaciones telefónicas o personalmente). Cuando es requerido, se brinda la información necesaria a los clientes o representantes, siempre que sea posible asegurar la confidencialidad de los datos hacia otros clientes. Asimismo, se informa al cliente acerca de toda demora o desviación del acuerdo o contrato establecido.

A través del proceso certificado se realiza un seguimiento riguroso sobre los plazos establecidos de entrega, utilizando una planilla de cálculo donde se registra fecha de ingreso del pedido y fecha estimada de salida, lo que permite visualizar el estado del mismo, indicando además la cantidad de días faltantes para que se cumpla el plazo.

Una vez finalizado el pedido se asienta la fecha de salida, quedando registro del estado del cumplimiento.

Esta planilla cuenta con tres indicadores: Diario, Trimestral y Anual.

Se ha establecido un valor umbral deseable para el indicador anual y trimestral del 75%.

Sus resultados son analizados en revisiones trimestrales por los responsables del proceso.

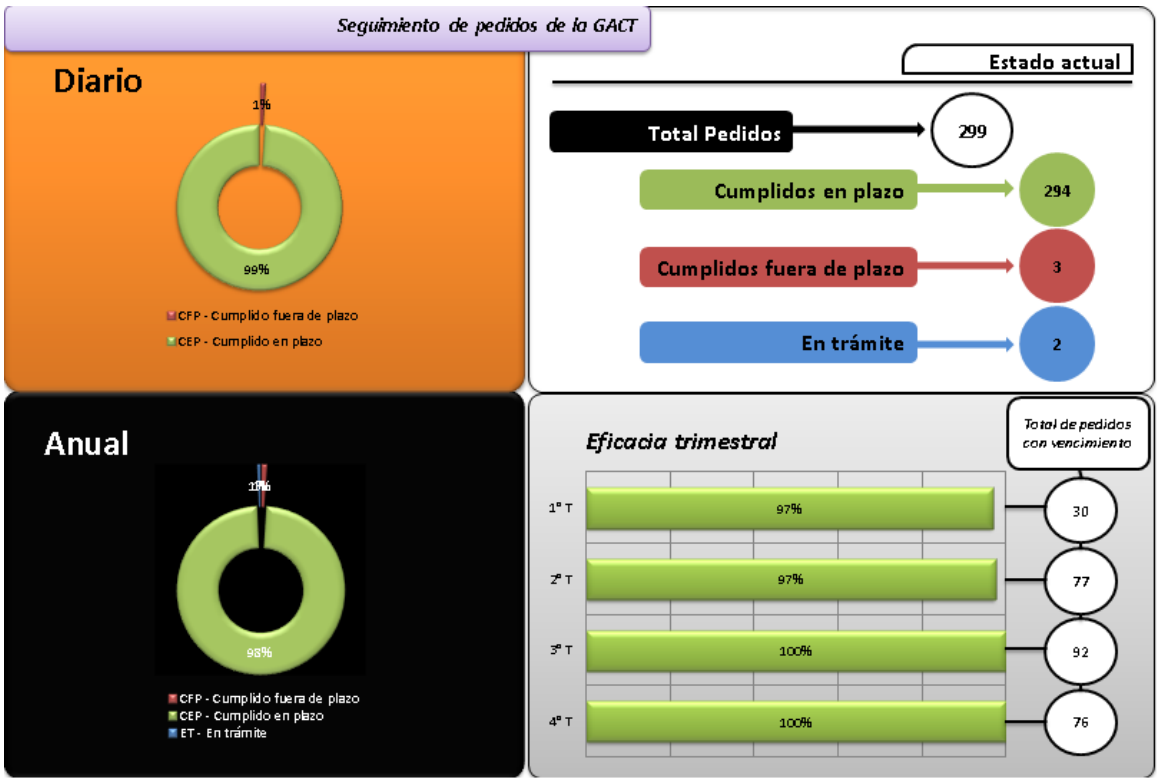


Figura 2. Indicadores de gestión de pedidos: Diario, trimestral y anual

2.2.6. Control de ensayos o calibraciones no conformes

Se mantiene documentado el tratamiento y control de cualquier aspecto de las actividades de ensayo o calibración y resultados no conformes con los procedimientos o requisitos acordados con el cliente. Se contempla la evaluación de la importancia de los ensayos o calibraciones no conformes y la corrección que se ha de tomar en forma inmediata, además de la notificación al cliente y anulación de ensayos o calibraciones cuando sea apropiado.

Se realizan periódicamente indicadores de los hallazgos de los laboratorios acreditados.

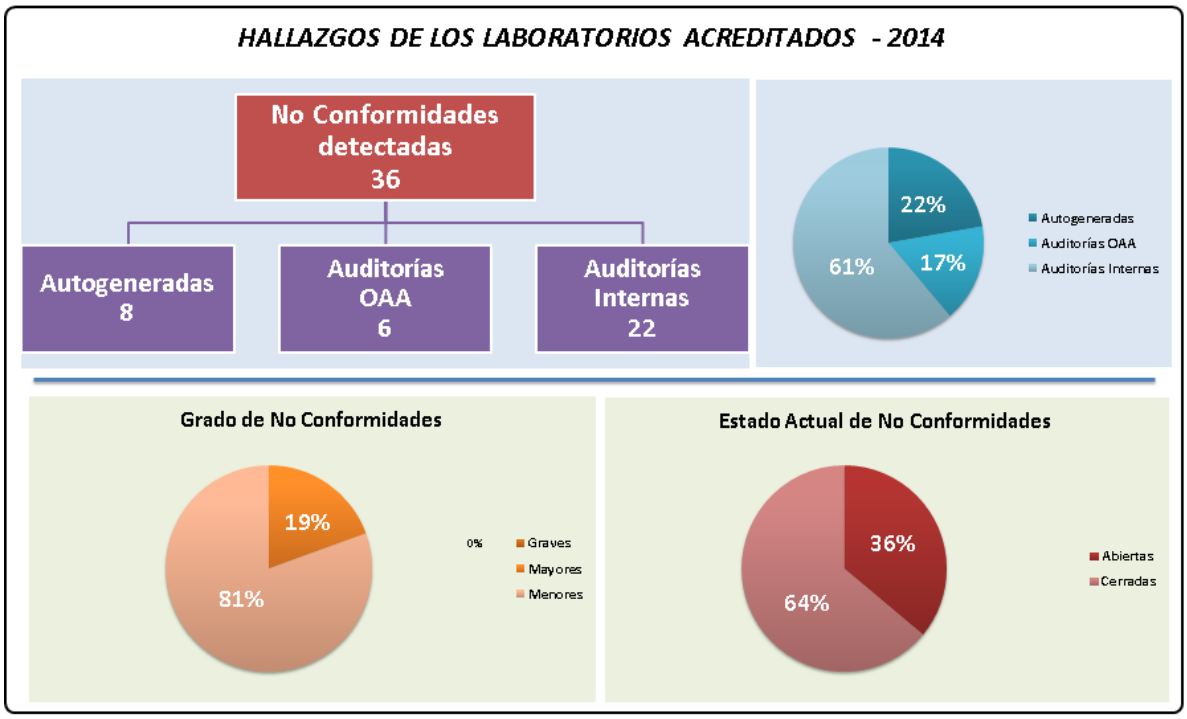


Figura 3. Indicadores de hallazgos de los laboratorios acreditados

2.2.6. Acciones preventivas

La organización ha establecido un procedimiento documentado para la ejecución de las acciones preventivas. Dicho procedimiento asegura que el personal de los laboratorios esté comprometido en identificar las mejoras necesarias y las potenciales fuentes de no conformidades técnicas o de gestión.

2.2.7. Auditorías internas

La realización periódica de auditorias internas de su SGC se ejecuta conforme a un cronograma establecido, con la intención de verificar que sus actividades se realizan cumpliendo con los requisitos de la Norma IRAM 301:2005 (ISO/IEC 170205) y los establecidos por los clientes.

En este punto también se realizan periódicamente indicadores sobre el cumplimiento del programa anual de auditorías internas de los laboratorios acreditados:

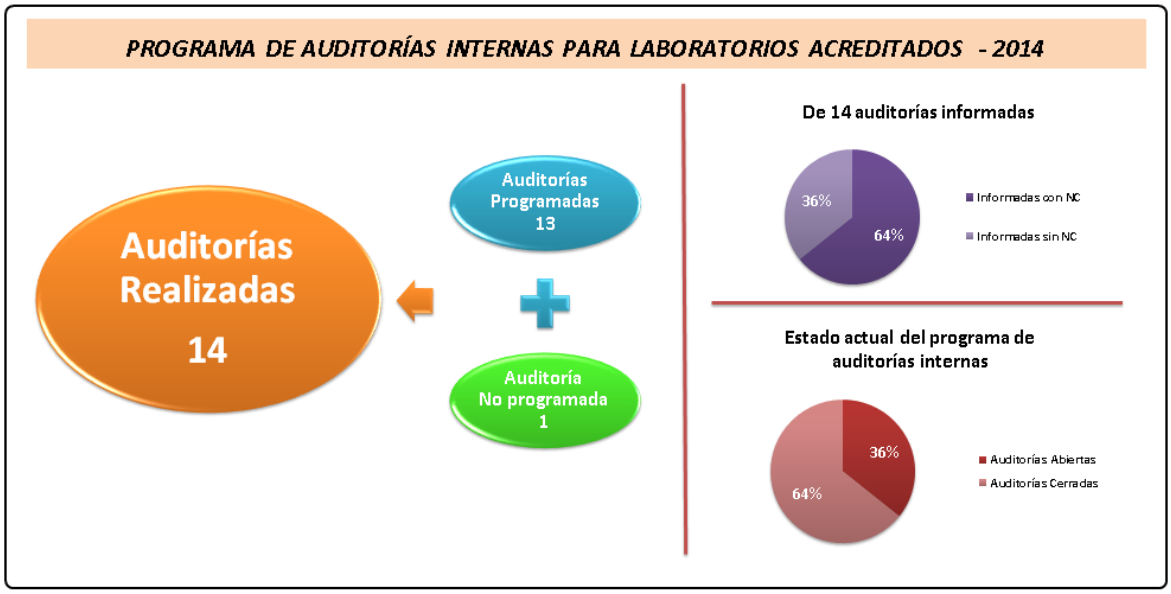


Figura 4. Indicadores del programa de auditorías internas para laboratorios acreditados

Además se reciben auditorías internas de verificación del proceso certificado bajo la Norma ISO 9001:2008.

2.2.8. Revisión por la dirección

Esta actividad es realizada una vez al año, a efectos de revisar el SGC de la GACT, verificando la vigencia y adecuación de la Política de la Calidad, el grado de cumplimiento de los Objetivos de la Calidad, el análisis de las no conformidades registradas, el cumplimiento y la efectividad de las acciones correctivas y preventivas emprendidas, el análisis de los cambios en el volumen y tipo de trabajos realizados y la definición de los nuevos objetivos, metas y planes de acción para el año entrante, entre otros requisitos.

2.3. Aspectos técnicos

El SGC al desarrollar métodos y procedimientos, al capacitar a su personal y al seleccionar los equipos y dispositivos de ensayo o calibración, tiene en cuenta los factores humanos, ambientales, el equipamiento, la trazabilidad de las mediciones, el manejo de los ítems a calibrar y sus métodos, las muestras a ensayar y sus métodos de ensayo.

2.3.1. Personal

La organización ha establecido un procedimiento documentado para la detección de necesidades de capacitación orientadas a las tareas actuales y futuras para los laboratorios acreditados. Dicho procedimiento asegura que todo el personal estará capacitado permanentemente y obtendrá las competencias para cumplir con todos los requisitos establecidos del SGC y en el caso de recurrir a personal en entrenamiento, el mismo operará bajo supervisión.

Se confecciona periódicamente el indicador del cumplimiento del programa de capacitaciones de los laboratorios acreditados:

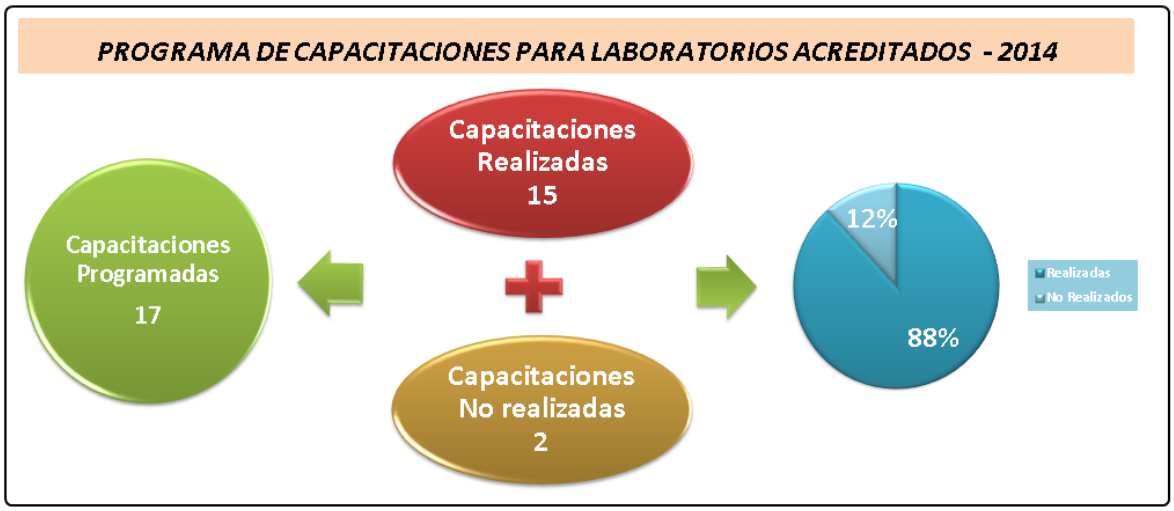


Figura 5. Indicadores del programa de capacitaciones para laboratorios acreditados

2.3.2. Instalaciones y condiciones ambientales

Los laboratorios disponen de instalaciones adecuadas para la correcta realización de las tareas (condiciones ambientales, de seguridad, fuentes de energía e iluminación).

Se aseguran todos los requisitos ambientales y de seguridad que pueden afectar a los resultados para prevenir y controlar cualquier efecto adverso que ponga en riesgo la salud del operador / analista.

2.3.3 Métodos de ensayo, calibración y validación de métodos

Los laboratorios cuentan con instrucciones apropiadas para el buen uso de los equipos y los materiales a ensayar o ítems a calibrar. Además de contar con una adecuada protección, integridad, confidencialidad, acceso, almacenamiento, transmisión, procesamiento y validación del software que utiliza el laboratorio, con los datos de ensayos y calibraciones, estando todo el sistema informático bajo un cronograma de servicio y asistencia técnica conforme a un procedimiento documentado.

2.3.4. Equipos

Los laboratorios han documentado instrucciones relativas al manipuleo, transporte, almacenamiento, mantenimiento y utilización de sus equipos de medición y ensayo, asegurando que dispone de todos los equipos necesarios para la correcta realización de sus ensayos y calibraciones, y que todo equipo que utilice se encuentre calibrado o verificado en su funcionamiento según un cronograma establecido.

2.3.5. Trazabilidad de las mediciones

Todos los equipos que se utilizan para la realización de ensayos y calibraciones, con efecto significativo en la exactitud y validez de los resultados, son calibrados antes de su puesta en operación. Dicha calibración asegura la trazabilidad de las mediciones y calibraciones hacia patrones primarios nacionales o internacionales correspondientes a cada magnitud utilizada.

Los patrones y materiales de referencia, están garantizados por su correspondiente certificado, a efectos de asegurar la trazabilidad de las mediciones y calibraciones.

2.3.6. Aseguramiento de la calidad de los resultados de ensayo o calibración

Los laboratorios controlan la calidad de los resultados de ensayo y calibración en forma permanente, a través de la participación en intercomparaciones con diferentes laboratorios nacionales e internacionales, el uso de materiales de referencia certificados o el control interno, utilizando materiales de referencia secundarios. A posteriori analizará los datos de control de la calidad a fin de satisfacer los requisitos definidos por el cliente y evitar consignar resultados inválidos.

2.3.7. Informe de los resultados

Los laboratorios poseen un procedimiento documentado que garantiza la emisión de una copia del Informe de Ensayo o Certificado de Calibración en soporte papel que contiene toda la información requerida por el cliente. El informe/certificado cuenta con una descripción del método utilizado y toda otra información necesaria para una correcta interpretación de los resultados consignados. Cuando se incluyan opiniones e interpretaciones estarán claramente identificadas en los mismos.

3. CONCLUSIONES

Un SGC como herramienta organizacional dinamiza e incrementa la interacción de procesos en las organizaciones. Entre sus ventajas se destacan:

- La mejora de la organización interna, al establecerse una comunicación más fluida, con responsabilidades y objetivos de calidad establecidos.
- Garantizar la disponibilidad inmediata, en su última versión, de las técnicas de laboratorio utilizadas a los fines regulatorios.
- Promover el involucramiento del personal vinculado directa o indirectamente por el SGC, haciendo énfasis en la capacitación y entrenamiento.
- Reforzarla confianza del cliente.
- Mejorar la capacidad de respuesta y flexibilidad ante las oportunidades cambiantes.
- Permitir a los entes gubernamentales y reguladores tomar decisiones en base a resultados generados por laboratorios acreditados conforme a la Norma IRAM 301 (ISO/IEC 17025).

5. REFERENCIAS

1. Norma IRAM 301:2005 (ISO/IEC 17025:2005) Requisitos generales para la competencia de los laboratorios de ensayo y calibración.
2. Criterios de Evaluación del Organismo Argentino de Acreditación (OAA).
3. Norma IRAM-ISO 9001:2008 Sistema de gestión de la calidad.

Noelia Paula Martinez
Email: nmartinez@arn.gob.ar

Mariela Ayelén Carrasco
E-mail: mcarrasco@arn.gob.ar

Julio Chávez Leguizamón
E-mail: jchavez@arn.gob.ar

Sistemas de Gestión de la Calidad en la Gerencia Apoyo Científico Técnico

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – ARGENTINA

Introducción

La Gerencia de Apoyo Científico Técnico (GACT) tiene como objetivo participar en el control regulatorio del grado de cumplimiento de niveles apropiados de protección de las personas y del medio ambiente asociada a aquellas instalaciones fiscalizadas por la ARN.

Basándose en la mejora continua establecida en la política de calidad institucional, los laboratorios de la GACT han iniciado en el año 2006 un proyecto para ingresar en el esquema de acreditación con el Organismo Argentino de Acreditación (OAA) – miembro del International Laboratory Accreditation Cooperation (ILAC)- bajo la Norma IRAM 301 (Norma ISO 17025:2005).

- El laboratorio de ensayo (LE 116) perteneciente al Laboratorio de Control Ambiental fue acreditado bajo la Norma IRAM 301 (Norma ISO 17025:2005) en el año 2007 y desde entonces extendiendo el alcance a diferentes técnicas analíticas:

Tabla 1. Laboratorios Acreditados de Control Ambiental

	Material/ Producto	Ensayo	Norma/ Procedimiento Interno	Validación
Laboratorio de Control Ambiental (LE 116)	**Agua**	Determinación de la actividad de radionucleidos emisores gamma en agua	ISO 10703	--
	Agua	Determinación de uranio en agua por fluorimetría	Determinación de uranio en agua por fluorimetría (P-FLUO-03)	Validación de métodos de ensayo para la determinación de uranio por fluorimetría (F-VALI-03)
	Agua	Determinación de trazas de uranio con equipo KPA	Norma ASTM D-5174	--
	Agua	Determinación de tritio en agua por centelleo líquido	Determinación de tritio en agua por centelleo líquido (P-TRIT-04)	Informe de validación de la técnica para la determinación de tritio en aguas (F-VALI-04)
	Agua	Determinación de estroncio-90 en aguas	Determinación de estroncio-90 en aguas. (P-STRO-26)	Informe de validación de la técnica de determinación de estroncio- 90 en agua (F-VALI-26)
	Leche	Determinación de tritio en leche	Determinación de tritio en leche. (P-LECH-55)	Informe de validación de la técnica para la determinación de tritio en leche (F-VALI-55)

Actualmente se encuentra en implementación la técnica "Determinación de tritio en condensado de humedad (Bq/m^3)".

- El Laboratorio de Calibraciones (LC 029) perteneciente al Laboratorio de Dosimetría Física fue acreditado en el año 2009 y extendido su alcance en el año 2010:

Tabla 2. Laboratorios Acreditados de Dosimetría Física

Laboratorio de Dosimetría Física (LC 029)	**MAGNITUD: Respuesta para equivalente de dosis ambiental (H*), Kerma en aire (Ka), exposición (X), equivalente de dosis de fotones (Hx), equivalente de dosis personal (Hp), dosis absorbida (D) y sus derivadas respecto a tiempo.**			
	Servicios	**Campo de medición o régimen operativo**	**Capacidad de medición y calibración**	**Norma/Método**
	Calibraciones de detectores de campo de radiación	Tasa de equivalente de dosis ambiental entre 0,5 y 16 mSv/h (Referida a la Energía del ^{137}Cs)	Incertidumbre total expandida (k=2) porcentual=11%	Calibración de equipos de medición de campos de radiación (I-CAL-01) basado en IAEA SRS Nº 16.
	MAGNITUD: Factor de calibración para la emisividad superficial y actividad superficial			
	Calibraciones de detectores de radiación	Contaminación superficial alfa, beta y gamma Rango de energía entre 157 keV y 5486 KeV	Incertidumbre total expandida (k=2) porcentual=11%	Calibración de equipos de medición de contaminación superficial (I-CAL-02), basado en IAEA SRS N 16.

En el año 2014, el laboratorio de ensayo de Dosimetría por Termoluminiscencia obtuvo resultados satisfactorios en la auditoría externa realizada por el Organismo Argentino de Acreditación. Se aguarda el certificado de acreditación.
Este laboratorio tiene como objetivo para el corriente año la implementación de la técnica de "Dosimetría en extremidades".

- El laboratorio de ensayo (LE 147) perteneciente al laboratorio de Dosimetría Biológica (LDB) ha sido acreditado en el año 2010:

Tabla 3. Laboratorios Acreditados de Dosimetría Biológica

Laboratorio de Dosimetría Biológica (LE 147)	Material/Producto	Ensayo	Norma/ Procedimiento Interno
	Sangre Humana	Dosimetría Biológica (Citogenética)	ISO 19238

El mismo tiene como objetivo para el corriente año la implementación de la técnica de "Micronúcleos en células binucleadas".

- El Laboratorio de Ensayo (LE 193) perteneciente al Laboratorio de Dosimetría Interna (LDI), ha obtenido en el año 2013 la acreditación para la medición in vivo de yodo 131 en tiroides en personal interno y externo a la ARN.

Tabla 4. Laboratorios Acreditados de Dosimetría Interna

Laboratorio de Dosimetría Interna (LE 193)	Material/ Producto	Ensayo	Norma/ Procedimiento Interno	Validación
	In vivo sobre tiroides humanas	Determinación de actividad de ^{131}I en tiroides	Determinación de actividad de ^{131}I en tiroides (I-CTC-01)	Informe para validación o aseguramiento de la calidad (F-ASEG-03)

El mismo tiene como objetivo para el corriente año la implementación de la técnica de "Determinación de yodo-131 en tiroides fuera del sitio permanente de ensayo".

- En el año 2013 se certificó, en coordinación con la Unidad de Gestión de la Calidad, el proceso "Seguimiento de la documentación interna y externa del proceso de la Gerencia Apoyo Científico Técnico" bajo la Norma IRAM-ISO 9001:2008. En el año 2014 se re-certificó hasta el año 2017. Este alcance comprende todos los Informes Técnicos elaborados por esta Gerencia, que incluye además todos los Informes Ensayo y Certificados de Calibración que emiten los laboratorios de la GACT.

Metodología

Factores que contribuyen a la exactitud y confiabilidad de los resultados de ensayos y calibraciones.

Para asegurar la calidad en las determinaciones es necesario generar, implementar y mantener un Sistema de Gestión de Calidad (SGC) apropiado para el alcance de las actividades que se realizan en instalaciones permanentes y fuera de ellas. Nuestro SGC contempla todos los aspectos de gestión y técnicos, a saber:

Aspectos de gestión

- ✓ Control de la documentación
- ✓ Revisión de los pedidos, ofertas y contratos
- ✓ Subcontrataciones de ensayos y calibraciones
- ✓ Compras y suministros
- ✓ Servicios al cliente
- ✓ Control de ensayos o calibraciones no conformes
- ✓ Acciones preventivas
- ✓ Auditorías internas
- ✓ Revisión por la dirección

Aspectos técnicos

- ✓ Personal
- ✓ Instalaciones y condiciones ambientales
- ✓ Métodos de ensayo, calibración y validación de métodos
- ✓ Equipos
- ✓ Trazabilidad de las mediciones
- ✓ Aseguramiento de la calidad de los resultados de ensayo o calibración
- ✓ Informe de resultados

CONCLUSIONES

Un SGC como herramienta organizacional dinamiza e incrementa la interacción de procesos en las organizaciones. Entre sus ventajas se destacan:

- La mejora de la organización interna, al establecerse una comunicación más fluida, con responsabilidades y objetivos de calidad establecidos.
- Garantizar la disponibilidad inmediata, en su última versión, de las técnicas de laboratorio utilizadas a los fines regulatorios.
- Promover el involucramiento del personal vinculado directa o indirectamente por el SGC, haciendo énfasis en la capacitación y entrenamiento.
- Reforzar la confianza del cliente.
- Mejorar la capacidad de respuesta y flexibilidad ante las oportunidades cambiantes.
- Permitir a los entes gubernamentales y reguladores tomar decisiones en base a resultados generados por laboratorios acreditados conforme a la Norma IRAM 301 (ISO/IEC 17025).

Información Técnica y Gráfica Institucional
SUBGERENCIA COMUNICACION INSTITUCIONAL

www.arn.gob.ar

Influencia de la dosis y tasa de dosis de radiación beta y gamma en el proceso de opacidad del cristalino “in vitro”

Michelin, S.; Rossini, A. y Dubner, D.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 de abril de 2015

Influencia de la dosis y tasa de dosis de radiación beta y gamma en el proceso de opacidad del cristalino "in vitro"

Michelin, S., Rossini, A. y Dubner, D.

Autoridad Regulatoria Nuclear

RESUMEN

Las cataratas en su máxima expresión, son la causa más frecuente de ceguera a nivel mundial. Existen diversos factores que pueden originar opacidad del cristalino, ya sea propios del individuo o externos. El cristalino es uno de los órganos más sensibles a las radiaciones ionizantes. En el presente trabajo se determinó la radiosensibilidad *"in vitro"* a baja tasa de dosis de radiación beta de células germinales del cristalino, observándose una disminución significativa de la sobrevida para dosis mayores a 1 Gy y alteraciones morfológicas compatibles con la senescencia celular. Los estudios morfológicos por microscopia electrónica de barrido de las fibras en cristalinos permitieron obtener imágenes de alta resolución de la configuración de las fibras, lo que indicaría la importancia de la técnica como herramienta para el estudio de potenciales lesiones en cristalino producto de la exposición a radiaciones ionizantes.

1. INTRODUCCIÓN

Las cataratas en su máxima expresión, son la causa más frecuente de ceguera a nivel mundial. Se estima que en el mundo, 25 millones de personas padecen esta patología. (Roodhooft 2002).

La frecuencia de aparición de las cataratas aumenta con la edad. Además de los factores genéticos (cataratas congénitas, síndromes de Marfan, de Down y Cockayne, trisomías del par 13 y 15), existen otros factores que pueden incrementar su frecuencia, por ejemplo: la exposición a la luz solar, el consumo de alcohol y nicotina, las inflamaciones oculares, la diabetes, el uso sistémico de corticoides y estrógenos, las radiaciones ultravioletas, microondas, las radiaciones ionizantes, etc. (Abraham 2006, West 2007, McCarty 2002, Asbell 2005, Henderson 2010, Wolf 2008). Actualmente se considera que la etiología de las cataratas es multifactorial.

El cristalino es uno de los órganos más sensibles a las radiaciones ionizantes. Se ha observado un aumento de la incidencia de cataratas en los sobrevivientes de Hiroshima, Nagasaki y Chernobyl, en pacientes adultos y niños, por prácticas médicas, en médicos intervencionistas, en pilotos de líneas comerciales y astronautas.

Existen tres formas predominantes de cataratas, dependiendo de la ubicación anatómica de la opacidad dentro del cristalino. Puede ser cortical, nuclear o subcapsular posterior (SCP).

E-mail del Autor: smichelin@arn.gob.ar

Las cataratas causadas por las radiaciones ionizantes, generalmente, pero no exclusivamente, difieren de las causadas por la edad. Ellas están asociadas a la región subcapsular posterior y algunas veces son corticales (Ainsbury 2009).

El proceso de opacidad por radiación, se genera en la superficie anterior del cristalino desde donde las células epiteliales germinativas comienzan a migrar hacia la parte subcapsular desarrollando una anormal proliferación y diferenciación. Concomitantemente, se generan alteraciones en el plegamiento y formación de las proteínas, lo cual implica una posible alteración en el ADN como evento primario responsable de la formación de cataratas (Worgul 1989).

El período de latencia y la severidad de los efectos dependen de la edad y son dependientes de la dosis, la tasa de dosis y del fraccionamiento, sin tener en cuenta otros parámetros propios del individuo. Luego de la exposición a la radiación, el comienzo de la opacidad puede demorar desde algunos meses hasta más de 20 años, antes de manifestarse como cataratas detectables clínicamente (Wilde 1997). Se observó además, que el periodo de latencia es inversamente proporcional a la dosis (IAEA, Radiation Protection of Patients).

Otro aspecto importante en la génesis de cataratas, es la irradiación constante a bajas tasas de dosis. En Taiwán, habitantes de un complejo edilicio donde el hierro utilizado en la construcción de los edificios y escuelas estaba contaminado con ^{60}Co, se demostró un aumento significativo de alteraciones en el cristalino en los menores de 20 años, mientras que en los otros dos grupos, (entre 20 y 40 años y mayores de 40 años), los resultados no fueron estadísticamente significativos (Chen 2001, Hsieh 2010).

Una conclusión que surge de este estudio, es que posiblemente no exista umbral para la formación de opacidades en el cristalino ya que las bajas tasas de dosis y bajas dosis pueden ser responsables de la aparición de cataratas en individuos jóvenes.

La posible inexistencia de umbral también es compartida por Chodic y colaboradores (Chodic 2008) luego de los estudios realizados en radiólogos y personal de apoyo.

Aunque la sensibilidad del cristalino a altas dosis de radiaciones ionizantes es bien conocida, aún existe cierta incertidumbre acerca de la relación entre la dosis de radiación y las cataratas a bajas dosis y tasas de dosis.

En los años 90, las normas de protección radiológica sugeridas por el National Council on Radiation Protection and Measurements (NCRP 1993) y la International Commission on Radiological Protection (ICRP 1991), se basaban en la presunción de que las cataratas eran el resultado de un efecto inducido por la radiación, de tipo determinístico y que aparecían solo si se superaba un cierto umbral de dosis.

Según la ICRP 103 (2007), hasta el año 2010, el umbral de dosis absorbida para inducción de cataratas en trabajadores ocupacionalmente expuestos, estaba comprendido entre 0,5 y 2 Gy para una exposición aguda y era de 5 Gy para una exposición crónica. Los límites de dosis equivalente en cristalino para trabajadores, se mantenían en 150 mSv/año y para público de 15 mSv/año. Sin embargo, estudios epidemiológicos recientes han suscitado dudas sobre estos valores (Ainsbury 2009).

Estos estudios junto con los experimentales, parecen indicar la aparición de cataratas con dosis de radiación muy inferiores a los umbrales vigentes y sugieren un mecanismo, posiblemente sin umbral, por lo tanto estocástico (Wakeford 2009). Teniendo en cuenta las nuevas evidencias epidemiológicas la ICRP sugiere actualmente un valor de umbral superior de 0,5 Gy en lugar de los 2 Gy anteriores para una exposición aguda y como límite de dosis para los trabajadores, recomienda una dosis equivalente de 20 mSv/año en promedio y no más de 50 mSv en un año (ICRP statement 2011). Un valor similar de umbral fue propuesto por el German Radiation Protection Board (SSK) en su documento N° 234 (SSK 2009).

Teniendo en cuenta estos antecedentes, los objetivos de este trabajo fueron: a) determinar las condiciones para la obtención de cultivos de células germinales del cristalino porcino, b) establecer las condiciones de irradiación con bajas tasas de dosis de radiación beta, c) analizar la sobrevida y las alteraciones morfológicas celulares inducidas por la radiación beta d) analizar las alteraciones estructurales de las fibras de cristalinos irradiados con radiación gamma.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

2.1. Cultivo de células germinales

Los cristalinos fueron extraídos a partir de ojos de cerdo cedidos por el frigorífico EXPORK S.A., dentro de las 5 horas de sacrificados. Fueron triturados en una solución de tripsina 0,25%, centrifugados y las células germinales aisladas fueron cultivadas con medio MEM con 20% de suero fetal bovino.

2.2. Irradiación del cristalino para estudio de microscopia electrónica

Los cristalinos fueron trasladados al Instituto Oncológico Ángel Roffo donde se irradiaron incluidos en la anatomía natural del ojo (ojos enteros), con rayos gamma a diferentes dosis: 2, 5 y 10 Gy a una tasa de dosis aproximada de 1,25 Gy/min. En el momento de las irradiaciones los ojos enteros se ubicaron dentro de un recipiente de polipropileno de manera de orientarlos verticales y perpendiculares al haz de rayos gamma en atmósfera húmeda provista por paños saturados en solución fisiológica.

2.3. Análisis morfológico por microscopia electrónica de barrido de cristalinos

Una vez irradiados se sometieron a un protocolo de deshidratación gradual por inmersión en soluciones sucesivas de concentraciones crecientes de etanol y posteriormente se sometieron las muestras a un protocolo de fijación basado en glutaraldehído al 2,5% y formalina al 4%. Una vez fijados los cristalinos se sometieron a cortes con diferentes orientaciones de manera de exponer las superficies de las fibras de la matriz del cristalino, en su porción subcapsular posterior, tanto en orientación transversal como longitudinal.

2.4. Irradiación con radiación beta

Los cultivos de células germinales (10^4 células) fueron irradiados con una fuente de ^{32}P con una tasa de dosis de 15 mGy/hora para dosis finales de 0,35 Gy, 0,76 Gy, 1,35 Gy y 2 Gy.

La irradiación se realiza superponiendo el frasco con células al que contiene la solución con ^{32}P con una actividad de 120 uCi

3. RESULTADOS

3.1. Cultivos de células germinales: estudio morfológico

Luego de un periodo de 6-7 días de cultivo, las células comenzaron a dividirse con un periodo de duplicación celular de aproximadamente 40-50 horas. Las células adoptan una morfología epitelial, llegando a formar una monocapa (Figura 1 a y b)

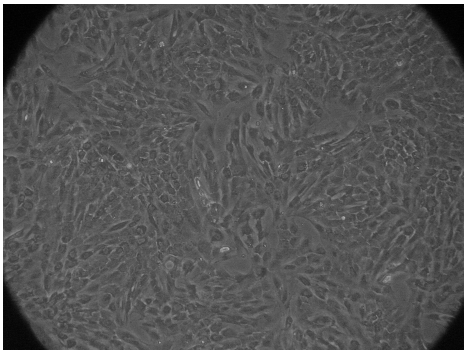


Figura 1 a. Monocapa de células germiales Magnificación 40 X

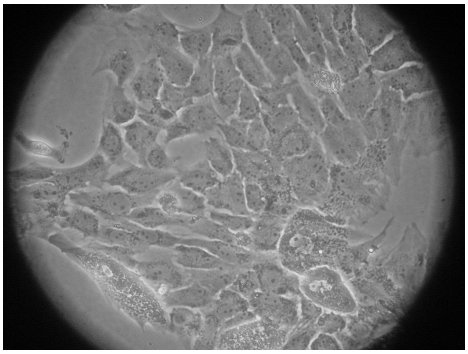


Figura 1 b. Detalle con magnificación 100 X

3.2. Irradiación de los cultivos celulares

Los cultivos fueron irradiados de forma crónica hasta obtener las dosis de 0,35 Gy, 0,76 Gy, 1,35 Gy y 2 Gy. A los 10 dias post irradiación, no se observó diferencias significativas en el número final de células entre los controles y los irradiados con 0,35 y 0,76 Gy, por el contrario las diferencias fueron significativas para los que recibieron dosis mayores.
Con dosis de 2 Gy, al finalizar el período de irradiación observaron células con aspecto estrellado, con prolongaciones citoplasmáticas y una disminución de la velocidad de crecimiento, llegando a un estado de senescencia luego de 7 dias post irradiación. Figura 2

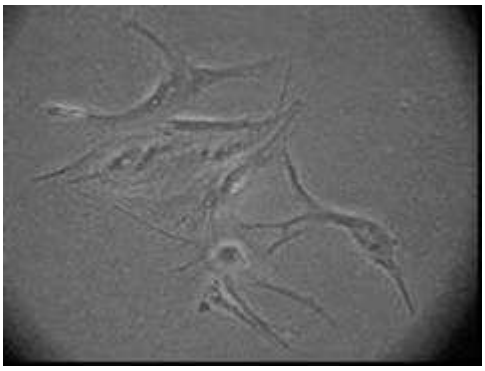


Figura 2 Células irradiadas con 2 Gy con radiación beta

3.3. Microscopia electrónica de barrido

Las imágenes preliminares de las fibras integrales de la matriz correspondiente a la porción subcapsular posterior del cristalino muestran una configuración regular y ordenada que se corresponde con la anatomía normal del órgano, sin evidenciar, en las condiciones ensayadas, alteraciones a nivel de estructura.

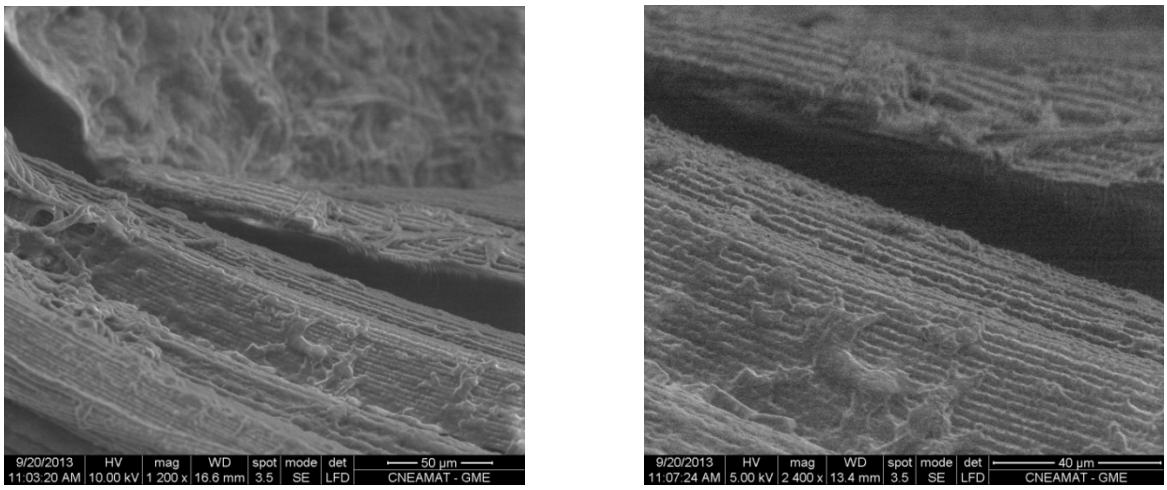


Figura 3: Micrografías donde se aprecia el grado de detalle con el que este modelo permite estudiar las alteraciones a nivel de las fibras en el cristalino. En las imágenes se observan en detalle las fibras de una porción de la región subcapsular posterior de un cristalino.

4. CONCLUSIONES

Se ha demostrado que la opacidad generada por bajas dosis y bajas tasas de dosis de radiación ionizante, puede llegar a manifestarse clínicamente luego de muchos años. Por el contrario, altas dosis y tasas de dosis inducen la opacidad en tiempos relativamente cortos. Esto plantea la posibilidad de la existencia de un mecanismo estocástico o determinístico Consideramos que la continuación y ampliación de este tipo de estudios contribuirán a conocer aspectos básicos de la radiosensibilidad a bajas tasas de dosis de las células germinales del cristalino y de este modo, poder aportar información para discernir cuál de estos mecanismos o ambos simultáneamente, pueden ser los responsables de la génesis de las cataratas inducidas por radiaciones ionizantes. La existencia de uno u otro mecanismo, podría tener implicancia en la determinación de los límites de dosis y umbrales fijados para trabajadores ocupacionalmente expuestos y público en general.

Agradecimientos: Se agradece la colaboración del Dr. Daniel A. Vazquez y Dr. Ricardo Lavera del Servicio Nacional de Sanidad y Calidad Agroalimentaria (SENASA) y a las autoridades de la industria frigorífica EXPORK S.A. por la provisión de los ojos de porcino.
Asimismo a los integrantes del servicio de Radioterapia del Instituto Angel H. Roffo por la irradiación de las muestras.

5. REFERENCIAS

Abraham AG, NG Condon, EW Gower. The new epidemiology of cataract. Ophthalmol. Clin. North Am (2006); 19: 415–425.
Ainsbury EA, Bouffler SD, Dorr W, Graw J, Muirhead CR, Edwards AA, Cooper J. Radiation cataractogenesis: a review of recent studies. Radiat. Res. (2009); 172: 1–9.

Asbell PA, I Duolan, I Mindel, D Brocks, M Ahmad, S Epstein. Age-related cataract. Lancet (2005); 365: 599–609.
Chen WL, Hwang JS, Hu TH, Chen MS, Chang WP. Lenticular opacities in populations exposed to chronic low-dose-rate gamma radiation from radiocontaminated buildings in Taiwan. Rad. Res.(2001); 156: 71–77.
Chodick G, Bekiroglu N, Hauptmann M, Alexander BH, Freedman DM, Doody MM, Cheung LC, Simon SL, Weinstock RM, Bouville A. et al. Risk of cataract after exposure to low doses of ionizing radiation: a 20-year prospective cohort study among US radiologic technologists. American journal of epidemiology, (2008); 168: 620–631.
Henderson MA, Valluri S, Garrett J, Lopez JT, Caperell-Grant A, Mendonca MS, Rusek A, Bigsby RM, Dynlacht JR.. Effects of estrogen and gender on cataractogenesis induced by high-LET radiation. Radiat. Res. (2010); 173: 191-196.
Hsieh WA, Lin IF, Chang WP, Chen WL, Hsu YH, Chen MS. Lens opacities in young individuals long after exposure to protracted low-dose-rate gamma radiation in 60Co-contaminated buildings in Taiwan. Radiat. Res. (2010); 173; 194-204.
IAEA, Radiation Protection of Patients, radiation and cataract. https://rpop.iaea.org/RPOP/RPoP/Content/Index.htm
ICRP. Publication 60. Oxford: Pergamon Press; (1991). The 1991 Recommendations of International Commission on Radiological Protection.
ICRP. Publication 103. Oxford: Pergamon Press (2007). The 2007 Recommendations of International Commission on Radiological Protection.
ICRP statement (2011).
McCarty, C. A. and H. R. Taylor. A review of the epidemiologic evidence linking ultraviolet radiation and cataracts. Dev. Ophthalmol (2002); 35: 21–31.
NCRP. Report 116. Bethesda, MD: National Council on Radiation Protection and Measurements; 1993. Limitation of exposure to ionizing radiation.
Roodhooft, J. M. J. Leading causes of blindness worldwide. Bull. Soc. Belge Opthalmol (2002); 283: 19–25.
SSK German Radiation Protection. 2009; Document N° 234
Wakeford R. Radiation in the workplace-a review of studies of the risks of occupational exposure to ionising radiation. J Radiol Prot. (2009); 29: A61-79.
West, S. Epidemiology of cataract: accomplishments over 25 years and future directions. Ophthalmic Epidemiol (2007): 14:173–178.
Wilde, G. and J. Sjostrand. A clinical study of radiation cataract formation in adult life following γ irradiation of the lens in early childhood. Br. J. Opthalmol (1997); 81: 261–266.
Wolf N, Pendergrass W, Singh N, Swisshelm K, Schwartz J. Radiation cataracts: mechanisms involved in their long delayed occurrence but then rapid progression. Mol Vis. (2008); 14: 274-285.
Worgul BV, Merriam GR Jr, Medvedovsky C. Cortical cataract development--an expression of primary damage to the lens epithelium. Lens Eye Toxic Res. (1989); 6: 559-571.

Michelin, S.; Rossini, A.; Dubner, D.

Severino Michelin
E-mail: smichelin@arn.gob.ar

Influencia de la dosis y tasa de dosis de radiación beta y gamma en el proceso de opacidad del cristalino "in vitro"

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – ARGENTINA

INTRODUCCIÓN

Las cataratas son la causa más frecuente de ceguera a nivel mundial. Se estima que en el mundo, 25 millones de personas padecen esta patología.

El cristalino es un órgano muy sensibles a las radiaciones ionizantes. Se ha observado un aumento de la incidencia de cataratas en los sobrevivientes de Hiroshima, Nagasaki y Chernobyl, en adultos y niños irradiados por prácticas médicas, en médicos intervencionistas, en pilotos de líneas comerciales y astronautas.

El proceso de opacidad por radiación, se genera en la superficie anterior del cristalino. Las células epiteliales germinativas migran hacia la parte subcapsular desarrollando una anormal proliferación y diferenciación. El período de latencia y la severidad depende de la dosis, la tasa de dosis y del fraccionamiento, siendo el período de latencia inversamente proporcional a la dosis

De acuerdo a estudios epidemiológicos en profesionales y público, posiblemente no exista umbral para la formación de opacidades en el cristalino ya que las bajas tasas de dosis y bajas dosis podrían ser responsables de la aparición de cataratas en individuos jóvenes, por lo tanto, podría considerarse como un mecanismo estocástico.

El objetivo general del proyecto es implementar un modelo de irradiación "in vitro" que permita analizar la radiosensibilidad y alteraciones moleculares de las células germinales del cristalino debido a la irradiación crónica con bajas tasas de dosis de radiación beta y determinar las alteraciones estructurales de las fibras del órgano generadas por radiación gamma.

En el presente trabajo se muestra la obtención de cultivos de células germinales y los resultados preliminares de radiosensibilidad y alteraciones morfológicas por irradiación con radiación beta y gamma

MATERIALES Y MÉTODOS

Cultivo de células germinales: Los cristalinos fueron extraídos a partir de ojos de porcino dentro de las 5 h de sacrificados, digeridos en una solución de tripsina 0,25%, centrifugados y las células germinales aisladas fueron cultivadas con medio MEM con 20% de suero fetal bovino.

Irradiación con radiación beta: Los cultivos de células germinales (10^4 células) fueron irradiados con una fuente de ^{32}P con una tasa de dosis de 15 mGy/hora para dosis finales de 0,35 Gy, 0,76 Gy, 1,35 Gy y 2 Gy.
La irradiación se realizó superponiendo el frasco con células al que contiene la solución con ^{32}P con una actividad de 120 uCi.

Irradiación del cristalino para estudio de microscopía electrónica: Los cristalinos fueron irradiados incluidos en la anatomía natural del ojo con dosis de 2, 5 y 10 Gy de radiación gamma con una tasa de dosis de 1,25 Gy/min.

Análisis morfológico por microscopia electrónica de barrido de los cristalinos: Los cristalinos fueron extraídos, deshidratados en etanol y fijados en glutaraldehído al 2,5% y formalina al 4%. Posteriormente se sometieron a cortes con diferentes orientaciones de manera de exponer las superficies de las fibras de la matriz del cristalino, en su porción subcapsular posterior, tanto en orientación transversal como longitudinal.

RESULTADOS

Cultivos de células germinales: estudio morfológico

Luego de un período de 6-7 días de cultivo, las células comenzaron a dividirse con un período de duplicación celular de aproximadamente 40-50 horas. Las células adoptan una morfología epitelial, llegando a formar una monocapa (Figura 1 a y b).

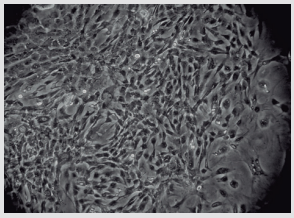


Figura 1a. Monocapa de células germinales Magnificación 40 X

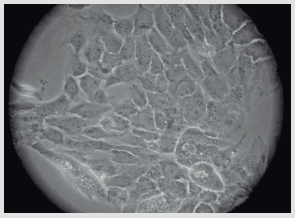


Figura 1b. Detalle con magnificación 100 X

Irradiación de los cultivos celulares

Los cultivos fueron irradiados de forma crónica hasta obtener las dosis de 0,35 Gy, 0,76 Gy, 1,35 Gy y 2 Gy. A los 10 días post irradiación, no se observó diferencias significativas en el número final de células entre los controles y los irradiados con 0,35 y 0,76 Gy, por el contrario las diferencias fueron significativas para los que recibieron dosis mayores.

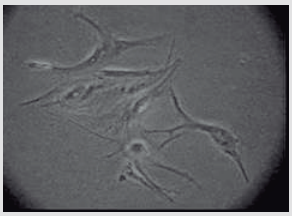


Figura 2. Células irradiadas con 2 Gy

Con dosis de 2 Gy, al finalizar el período de irradiación observaron células con aspecto estrellado, con prolongaciones citoplasmáticas y una disminución de la velocidad de crecimiento, llegando a un estado de senescencia luego de 7 días post irradiación (Figura 2).

Microscopía electrónica de barrido

Las imágenes preliminares de las fibras integrales de la matriz correspondiente a la porción subcapsular posterior del cristalino muestran una configuración regular y ordenada que se corresponde con la anatomía normal del órgano, sin evidenciar, en las condiciones ensayadas, alteraciones a nivel de estructura (Figura 3).

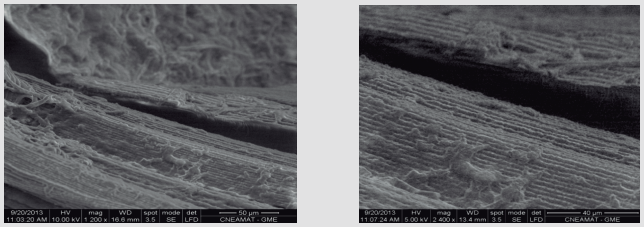


Figura 3. Micrografías donde se aprecia el grado de detalle con el que este modelo permite estudiar las alteraciones a nivel de las fibras en el cristalino. En las imágenes se observan en detalle las fibras de una porción de la región subcapsular posterior de un cristalino.

CONCLUSIONES

Actualmente coexisten principalmente dos teorías para tratar de explicar la génesis de la opacidad del cristalino por radiaciones, una de ella considera las alteraciones moleculares en las células germinales que modifican el proceso de diferenciación celular y la segunda, alteraciones de las cristalinas, proteínas que constituyen la mayor parte de las fibras del cristalino, lo cual conduce a alteraciones estructurales de las fibras.
En este trabajo se ha podido implementar un modelo de aislamiento, cultivo e irradiación "in vitro" de células germinales del cristalino que permite analizar la radiosensibilidad de estas células a distintas tasas de dosis y dosis finales modificando la actividad de la fuente de radiación de ^{32}P. Por otra parte, esto permite contar con un modelo para el análisis de alteraciones moleculares radioinducidas que conducen al proceso de opacidad.

Se ha podido iniciar el análisis por microscopía electrónica de barrido de la arquitectura normal del empaquetamiento de las fibras del cristalino. Esto permitirá analizar la influencia de la dosis y tasa de dosis en la modificación de dicha estructura que contribuya al proceso de opacidad.

Agradecimientos: al Dr. Daniel A. Vazquez y al Sr. Ricardo Lavera del Servicio Nacional de Sanidad y Calidad Agroalimentaria (SENASA) y a las autoridades del establecimiento INDUSTRIA FRIGORÍFICA EXPORK S.A. por el suministro de los ojos de porcino.
A los integrantes del servicio de Radioterapia del Instituto Ángel H. Roffo por la irradiación de las muestras.

Indicadores de la respuesta inflamatoria en Síndrome Cutáneo Radioinducido (SCR) por prácticas de radiología intervencionista

Molinari, A.; Portas, M.; Rossini, A.; Michelin, S. y Dubner, D.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 de abril de 2015

INDICADORES DE LA RESPUESTA INFLAMATORIA EN SINDROME CUTÁNEO RADIONDUCIDO (SCR) POR PRÁCTICAS DE RADIOLOGÍA INTERVENCIONISTA

Molinari, **A.**[1]; **Portas**, **M.**[2] ; **Rossini**, **A.**[1]; **Michelin**, **S.**[1] y **Dubner**, **D.**[1]

[1] Autoridad Regulatoria Nuclear
[2] Hospital de Quemados del GCBA

RESUMEN

Las lesiones radioinducidas en piel pueden tener severas secuelas, disminuyendo la calidad de vida de personas expuestas accidentalmente, constituyendo también motivo de preocupación en ámbitos de la radioterapia y radiología intervencionista.
El síndrome cutáneo radioinducido (SCR) se basa en una combinación de procesos inflamatorios y alteración de la proliferación celular, cuya evolución depende de varios factores.
En el marco de un acuerdo entre el Hospital de Quemados GCBA y la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), se encuentra en ejecución un protocolo para el diagnóstico y tratamiento del SCR. Ligado al mismo se desarrolla este estudio cuyo objetivo es identificar biomarcadores del proceso inflamatorio, y su utilidad como indicador de la evolución y la respuesta de los pacientes al tratamiento terapéutico.
La expresión de las moléculas de adhesión ICAM-1 y β1-Integrina en granulocitos y linfocitos, así como cambios en subpoblaciones de linfocitos T y el nivel plasmático de Proteína C Reactiva (PCR), fueron evaluados en 15 pacientes con SCR por prácticas de radiología intervencionista.
Se observa un significativo aumento de la expresión de β1-Integrina en linfocitos de pacientes con lesiones grado 3-4 de acuerdo al sistema RTOG/EORTC, en buena correlación con la evolución del paciente. Asimismo revela una tendencia al aumento de su expresión en granulocitos en el mismo grupo.
El análisis de subpoblaciones linfocitarias demuestra una alteración en la homeostasis de los linfocitos T.
Los niveles de PCR se comportan como indicadores del proceso inflamatorio agudo.
Los parámetros analizados en combinación con otros indicadores de inflamación, podrían ser utilizados como potenciales marcadores para el seguimiento del proceso de inflamación radioinducida, así como disponer de un mayor conocimiento radiopatológico de la respuesta de los tejidos normales en escenarios de exposición radiológica accidental, permitiendo aportar información adicional al médico tratante para guiar el tratamiento terapéutico en forma personalizada.

1. INTRODUCCIÓN

El síndrome cutáneo radioinducido (SCR) es el término usado para describir los efectos de las radiaciones ionizantes sobre la piel, en la cual se ve comprometida esencialmente su función como barrera física e inmunológica. Puede presentarse en etapas secuenciales en forma aguda, dependiendo fundamentalmente de la dosis recibida (eritema, flictenas, descamación seca y húmeda), seguida o no por lesiones crónicas (necrosis, ulceración, cambio en la pigmentación, fibrosis), disminuyendo la calidad de vida de personas expuestas accidentalmente y constituyendo también motivo de preocupación en ámbitos de la radioterapia y radiología intervencionista [1].

[1] E-mail del Autor. amolinari@arn.gob.ar

El SCR se basa en una combinación de complejos procesos inflamatorios y alteración de la proliferación celular, donde el daño tardío refleja una falla de la regeneración del tejido funcional por la desregulación radioinducida del proceso normal de cicatrización.

El reclutamiento de leucocitos de sangre circulante es decisivo en el inicio y progresión de la reacción inflamatoria. Numerosos pasos en la cascada de reclutamiento y extravasación son orquestados por moléculas de adhesión expresadas por leucocitos y células endoteliales. Por otra parte, una alteración crónica de la homeostasis del sistema inmune ha sido descripta en sobrevivientes a exposiciones accidentales, siendo descriptas anomalías funcionales y cuantitativas en linfocitos T y B [2,3].

Como se ha establecido anteriormente, el proceso es secuencial y progresivo, pero la evolución puede variar de paciente a paciente, dependiendo de muchos factores, entre ellos la susceptibilidad genética y co-morbilidades presentes. De allí la necesidad de disponer de biomarcadores pronósticos y evolutivos para el SCR [4].

El objetivo de este estudio es examinar algunos aspectos de la respuesta inmunoinflamatoria en pacientes con lesiones cutáneas producidas por exposición en prácticas de radiología intervencionista. El uso de técnicas de radiología intervencionista, guiadas fluoroscópicamente se ha incrementado, sobre todo en los últimos años. Procedimientos complejos con prolongados tiempos de exposición han elevado el número de pacientes con efectos radioinducidos en piel, tanto agudos como tardíos.

Se evaluó la expresión de las moléculas de adhesión ICAM-1 y β1 Integrina, así como cambios en subpoblaciones de linfocitos T y el nivel plasmático de Proteína C Reactiva (PCR). Se analizó la potencial aplicabilidad como indicadores de la respuesta inflamatoria en el SCR y su relación con la evolución del paciente.

2. MATERIALES Y METODOS

2.1 Pacientes

Existe un acuerdo firmado entre el Hospital de Quemados del Gobierno de la Ciudad de Buenos Aires (HQGCBA) y la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) desde el año 1997, donde el Comité de Radiopatología (integrado por profesionales de ambas instituciones) lleva a cabo actividades relacionadas a dosimetría, diagnóstico y tratamiento de pacientes con Sindrome Cutáneo Radioinducido (SCR). Entre los años 1997 y 2014 el Comité de Radiopatología del HQGCBA evaluó 248 pacientes con SCR.

Para este estudio se seleccionaron 15 pacientes sometidos a procedimientos de radiología intervencionista que presentaron lesiones cutáneas tempranas y tardías, e ingresaron al HQGCBA entre los años 2011 y 2014. Se incluyeron pacientes de ambos sexos y en un rango de edades de 43-84 años. Se consideraron como efectos tardíos los aparecidos luego de 3 meses del procedimiento radiológico y la gravedad de las lesiones fue clasificada de acuerdo al sistema RTOG/EORTC.

El estudio fue aprobado por el Comité de Ética del HQGCBA y se obtuvo el consentimiento informado de todos los pacientes.

Adicionalmente se analizaron 7 muestras de sangre periférica de personas no sobre expuestas a radiaciones ionizantes a modo de control.

2.2 Toma de muestras

De cada paciente se extrajeron 3 ml de sangre venosa en tubos de colección con EDTA (Vacutainer, BD). Las muestras se mantuvieron a temperatura ambiente hasta el procesado de la muestra por un período no mayor a 24 horas.

2.3 Citometría de Flujo

La expresión de las moléculas ICAM1 y Beta1-Integrina se midieron por reacción con anticuerpo monoclonal de ratón anti-humano ICAM1 conjugado con FITC (Chemicon) y anticuerpo monoclonal de ratón anti-Integrina-Beta1-humana CD29 conjugado con FITC (Chemicon). Para ambas moléculas la determinación se realizó tanto en linfocitos como en granulicitos.

La relación Linfocitos T CD4+ / Linfocitos T CD8+ se determinó por marcación de los linfocitos con los anticuerpos monoclonales anti CD4 y anti CD8 conjugados con marcadores de fluorescencia, usando el Kit Tritest (BectonDickinson) en sangre.

Luego de la lisis de eritrocitos con Solución Facs Lysing (BectonDickinson), las muestras fueron analisadas en un citómetro FACSCalibur (BectonDickinson) usando el programa computacional CellQuest Pro.

Conjuntamente con el estudio de las muestras extraídas de pacientes irradiados se analizaron muestras de controles sanos como valores de referencia.

2.4 Análisis de Proteína C Reactiva (PCR)

El nivel de PCR se midió en plasma con un ensayo turbidimétrico Full Range CRP (Randox).

2.5 Análisis estadístico

La significancia estadística de las diferencias entre los niveles de ICAM1, Beta-Integrina y PCR, para todos los grupos, fue determinada por el test t de Student.

Las subpoblaciones linfocitarias (TRITEST) fueron analizadas de acuerdo a los ensayos no paramétricos, Kruskall-Wallis, seguido por Mann-Whitney para dos grupos.

En todos los casos la significancia estadística fue establecida a $p<0,05$.

3. RESULTADOS

Las muestras fueron clasificadas de acuerdo al sistema RTOG/EORTC según el grado de toxicidad de la lesión en piel (Grado 1 a 4, siendo 4 el de mayor gravedad). En la figura 1 se ilustran dos lesiones, evaluadas en este trabajo, que fueron clasificadas en diferentes grupos según su grado de toxicidad.

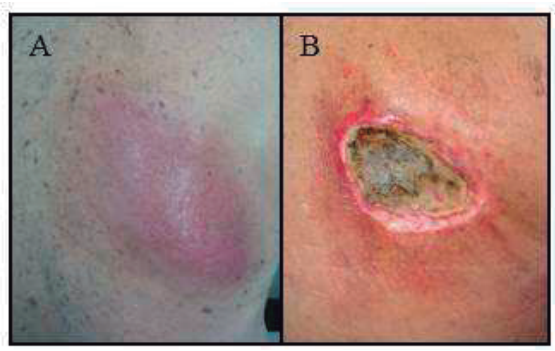


Figura 1 – A) Lesión clasificada como Grado 1-2; B) Lesión clasificada como Grupo 3-4 según sistema RTOG/EORTC.

A fin de evaluar la expresión de Beta 1-Integrina en linfocitos y granulocitos se construyeron los siguientes Grupos de estudio: A) todas las muestras estudiadas, B) muestras de los pacientes que exhibieron Grado 1-2 al momento de la toma, y C) muestras de los pacientes que exhibieron Grado 3-4 al momento de la toma. Los niveles de Beta 1-Integrina fueron expresados como Índice Medio de Fluorescencia (IMF) tanto en granulocitos como en linfocitos de pacientes con lesiones cutáneas radioinducidas.

Para linfocitos se observó una mayor expresión de β1-Integrina cuando se los comparó con los niveles de expresión del grupo control (Figura 2). Esta diferencia fue estadísticamente significativa tanto para todo el grupo en estudio (Grupo A), como para las muestras correspondientes a Grado 3-4 de las lesiones (Grupo C), con $p = 0,0207$ y $p = 0,0114$ respectivamente.

Para granulocitos los niveles de Beta Integrina fueron similares, excepto para las muestras de Grado 1-2 (Grupo B de estudio) donde fue significativamente menor al nivel del grupo control, $p = 0,0116$ (Figura 3).

La expresión de ICAM reveló niveles de expresión similares tanto en linfocitos, como en granulocitos (datos no mostrados).

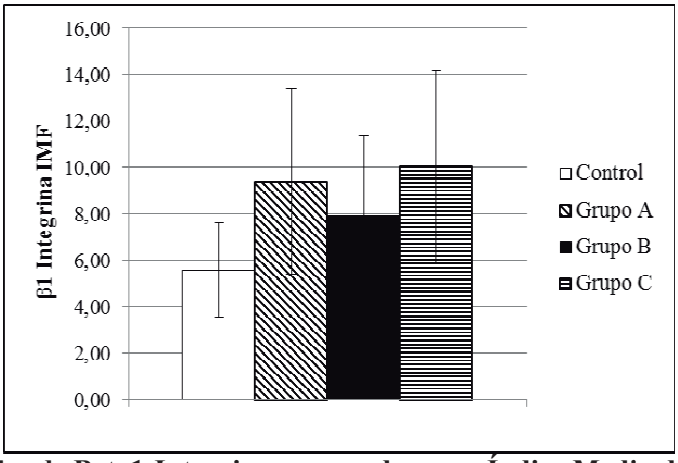


Figura 2 - Niveles de Beta1-Integrina expresada como Índice Medio de Fluorescencia (IMF) en linfocitos de pacientes con lesiones cutáneas radioinducidas. Valores representados: Media ± DS.

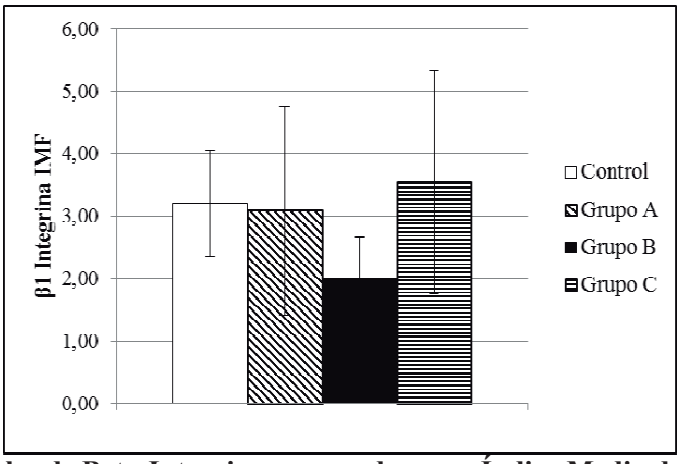


Figura 3 - Niveles de Beta-Integrina expresada como Índice Medio de Fluorescencia (IMF) en granulocitos de pacientes con lesiones cutáneas radioinducidas. Valores representados: Media ± DS.

A 8 de los pacientes se les evaluó la expresión de Beta 1-Integrina en linfocitos en función a la respuesta al tratamiento terapéutico. En todos los casos se observó una variación de su expresión a lo largo del tiempo (Figura 4), que se correlacionó con la evolución de las lesiones. En el mismo gráfico puede observarse que, para algunos pacientes, la expresión de β1 Integrina en linfocitos llegó a niveles que se encontraron dentro del límite de confianza del 95% correspondiente a la media de expresión del grupo control. En la figura 5 se muestran las lesiones de 3 pacientes a los que se les realizó el seguimiento a lo largo del tiempo, en diferentes momentos de la curva.

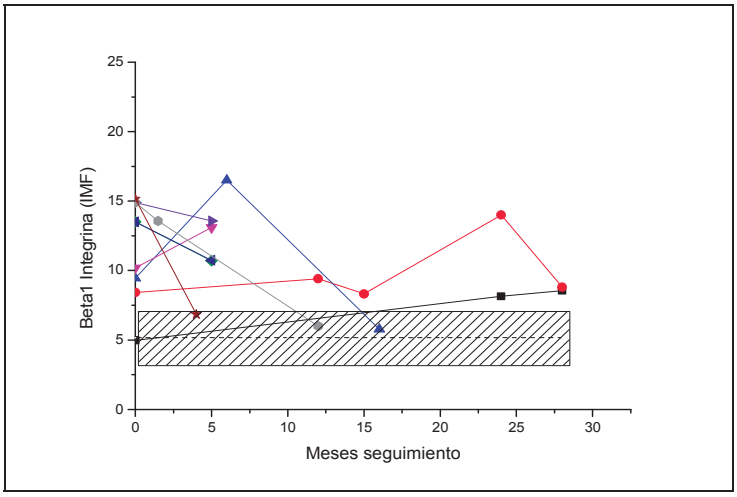


Figura 4 - Niveles de Beta1-Integrina en linfocitos en función del tiempo, expresada como Índice Medio de Fluorescencia (MFI).

Figura 5 – A, B, C) Estado de la lesión de 3 pacientes en diferentes momentos de la curva de β1 Integrina en el tiempo.

La determinación por citometría de flujo de las subpoblaciones de linfocitos T mostró una disminución de la relación CD4+ /CD8+ en pacientes (Grupo A: Mediana 0,98, rango intercuartilo 0,78-1,90) respecto del grupo control (Mediana 1,39, rango intercuartilo 1,02-1,72). Esta observación no alcanzó significancia estadística.

Se observó una distorsión en la frecuencia de precursores tímicos CD4-CD8- (Dobles negativos, DN) y CD4+CD8+ (Dobles positivos, DP) en sangre periférica de los pacientes analizados (Figura 6). La diferencia fue significativa entre el nivel de DN del grupo control y el grupo de pacientes con lesiones cutáneas radioinducidas ($p<0,05$).

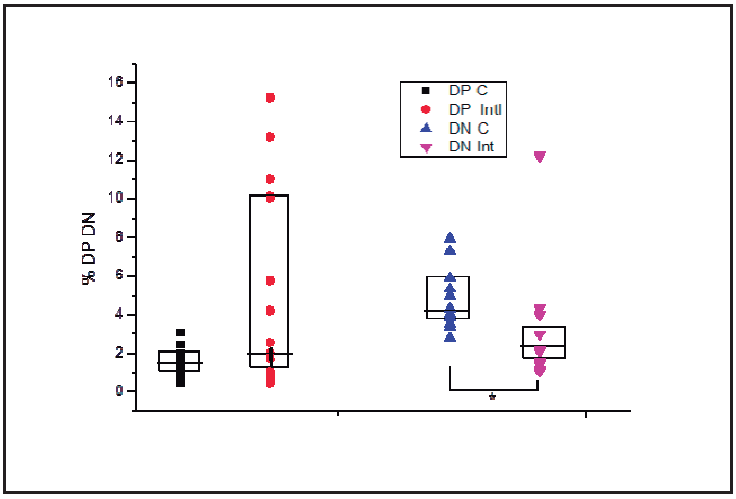


Figura 6 - Porcentaje de precursores tímicos doble positivos y dobles negativos en los grupos de pacientes con lesiones cutáneas radioinducidas y sin lesiones (grupo control). DPc: Doble Positivo control; DNc: Doble negativo control; DPInt: Doble positivo pacientes intervencionismo; DNInt: Doble negativo pacientes intervencionismo. Valores representados: Mediana y rango intercuartilo.

Los niveles de PCR se midieron en muestras de plasma de los pacientes sometidos a intervencionismo y se dividieron en 2 grupos de estudio. El Grupo: Agudos, se compuso por muestras de pacientes que presentaban lesiones agudas (o se encontraban en una crisis de reagudización al momento de la toma de la muestra); y el Grupo: Crónicos, se estableció con las muestras de los pacientes que manifestaron lesiones crónicas no reagudizadas al momento de la toma de la muestra. Como puede observarse en la figura 7, el valor medio de PCR para el Grupo Agudos fue significativamente mayor que para el Grupo Crónicos ($p<0,05$).

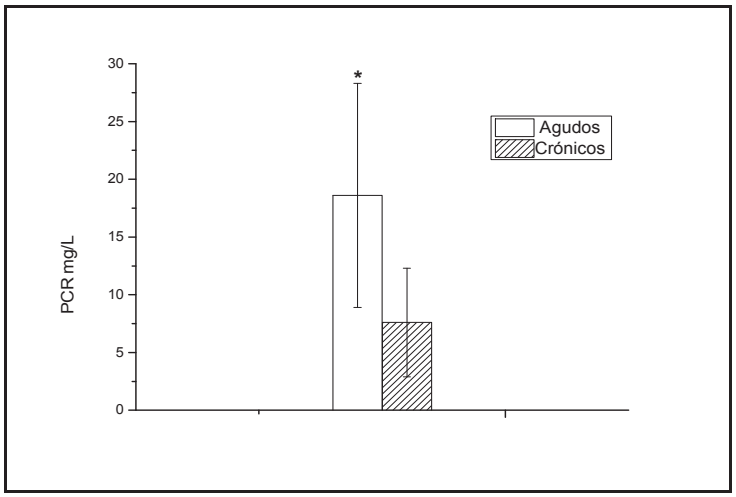


Figura 7- Niveles de Proteína C Reactiva (PCR) en plasma, expresados en mg/L. Valores representados: Media ± DS.

3. DISCUSION

Numerosas evidencias respaldan el rol clave de las moléculas de adhesión asociadas a leucocitos y endotelio, en la disfunción vascular y daño a tejidos asociados a una amplia variedad de enfermedades inflamatorias. En el contexto del daño radioinducido donde el endotelio vascular es un blanco crítico en la respuesta tisular, cambios en la expresión de moléculas de adhesión acompañan el reclutamiento temprano de neutrófilos en el marco del proceso inflamatorio agudo y la infiltración tisular de linfocitos en las fases inflamatorias subaguda y crónica [2]. La β1 Integrina es la principal integrina expresada por linfocitos T en reposo y linfocitos B, mientras que ICAM media la adhesión de linfocitos y monocitos, pero su expresión está regulada por células endoteliales.

Nosotros observamos una expresión significativamente aumentada de β1 Integrina en linfocitos de los pacientes con SCR respecto de un grupo control. El análisis dentro del grupo de pacientes, mostró una mayor expresión en aquellos que presentaban lesiones de mayor gravedad, grado 3-4, respecto de aquellos con SCR grado 1-2.

La determinación de PCR, un marcador de fase inflamatoria aguda, reveló niveles plasmáticos significativamente aumentados en aquellos pacientes en etapa aguda o crónica pero en fase de reagudización respecto de aquellos pacientes con efectos crónicos.

Comparativamente, la expresión de β1 Integrina en los pacientes con SCR grado 3-4 se mantuvo elevada aun en aquellos pacientes con efectos crónicos, revelándose como un posible parámetro de seguimiento del particular proceso inflamatorio radioinducido en los pacientes más comprometidos.

Al analizar las subpoblaciones de linfocitos T, no se encontraron cambios significativos en la relación de porcentajes de linfocitos T CD4+/ TCD8+, aunque una tendencia al decrecimiento de la misma se observó en el grupo de pacientes estudiados. Estas células derivan de precursores que migran de la médula ósea al timo donde se produce el proceso de selección y maduración, pero una pequeña fracción de precursores CD4+CD8+ (DP) y CD4-CD8- (DN) pueden encontrarse en sangre periférica. Hay evidencias que demuestran un aumento de su frecuencia en sangre en varios desórdenes inflamatorios [6].

Nuestros datos muestran patrones diferentes de estos subconjuntos linfocitarios en los pacientes respecto de una población control. Esto sugiere una perturbación en la homeostasis de los linfocitos T, aunque el rol jugado en el daño radioinducido es todavía en gran parte desconocido.

4. CONCLUSION

Los parámetros analizados en combinación con otros indicadores de inflamación, podrían ser utilizados como potenciales marcadores para el seguimiento del proceso de inflamación radioinducida, así como disponer de un mayor conocimiento radiopatológico de la respuesta de los tejidos normales en escenarios de exposición radiológica accidental, permitiendo

aportar información adicional al médico tratante para guiar el tratamiento terapéutico en forma personalizada.

5. REFERENCIAS

1. Scout, AG., Cummings, RJ.,Judge, JL. et al. " Interleukin-12 preserves the cutaneous Physical and Immunological Barrier after Radiation Exposure", *Rad Res* **183**, 72-81 (2015).
2. François, A.,Milliat, F., Guipaud, O., Benderitter, M., "Inflammtion and Immunity in Radiation damage to the Gut Mucose",*Biomed Res Int*,**2013**,123241 (2013).
3. UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION. Effects of Ionizing Radiation, UNSCEAR 2006 Report, Vol II, Annex D. United Nations , New York (2009).
4. Guipaud, O., "Serum and Plasma Proteomics and its Possible use as Detector and Predictor of Radition Disease", *Adv Exp Med Bio*l.**990**,61-86 (2013).
5. Krieglstein, C.F., Granger, D.N,"Adhesion Molecules and their role in vascular disease *Am J Hyp* ,**14** 445 (2001).
6. Parel, Y.,,Aurrand-Lions ,M.,, Scheja, A., et al."Presence of CD4+CD8+ double positive T cells with very high interleukin-4 production potential in lesional skin of patients with systemic sclerosis.", *Arthritis Rheum* **56,** 3459 (2007).

Molinari, A.; Portas, M.; Rossini, A.; Michelin, S.; Dubner, D.

Ana Molinari
E-mail: amolinari@arn.gob.ar

Mercedes Portas
E-mail: mportas84@gmail.com

Indicadores de la Respuesta Inflamatoria en Sindrome Cutáneo Radionducido (SCR) por Prácticas de Radiología Intervencionista

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – **ARGENTINA**
Hospital de Quemados – Buenos Aires – **ARGENTINA**

INTRODUCCIÓN

Las lesiones radioinducidas en piel pueden tener severas secuelas, disminuyendo la calidad de vida de personas expuestas accidentalmente, constituyendo también motivo de preocupación en ámbitos de la radioterapia y radiología intervencionista.
El SCR se basa en una combinación de complejos procesos inflamatorios y alteración de la proliferación celular, donde el daño tardío refleja una falla de la regeneración del tejido funcional por la desregulación radioinducida del proceso normal de cicatrización.
El proceso es secuencial y progresivo, pero la evolución puede variar de paciente a paciente, dependiendo de muchos factores, entre ellos la susceptibilidad genética y co-morbilidades presentes. De allí la necesidad de disponer de biomarcadores pronósticos y evolutivos para el SCR.
El reclutamiento de leucocitos de sangre circulante es decisivo en el inicio y progresión de la reacción inflamatoria. Numerosos pasos en la cascada de reclutamiento y extravasación son orquestados por moléculas de adhesión expresadas por leucocitos y células endoteliales. Por otra parte, una alteración crónica de la homeostasis del sistema inmune ha sido descripta en sobrevivientes a exposiciones accidentales, siendo reportadas anomalías funcionales y cuantitativas en linfocitos T y B.

Objetivos

Examinar algunos aspectos de la respuesta inmunoinflamatoria en pacientes con lesiones cutáneas producidas por exposición en prácticas de radiología intervencionista, evaluando la expresión de las moléculas de adhesión ICAM-1 y β1 Integrina, así como cambios en subpoblaciones de linfocitos T y el nivel plasmático de Proteína C Reactiva (PCR). Analizar la potencial aplicabilidad como indicadores de la respuesta inflamatoria en el SCR y su relación con la evolución del paciente.

MATERIALES Y MÉTODOS

Pacientes. Existe un acuerdo firmado entre el Hospital de Quemados del Gobierno de la Ciudad de Buenos Aires (HQGCBA) y la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) desde el año 1997, donde el Comité de Radiopatología (integrado por profesionales de ambas instituciones) lleva a cabo actividades relacionadas a dosimetría, diagnóstico y tratamiento de pacientes con Sindrome Cutáneo Radioinducido (SCR). Entre los años 1997 y 2014 el Comité de Radiopatología del HQGCBA evaluó 248 pacientes con SCR.
Para este estudio se seleccionaron 15 pacientes sometidos a procedimientos de radiología intervencionista que presentaron lesiones cutáneas tempranas y tardías, e ingresaron al HQGCBA entre los años 2011 y 2014. Se incluyeron pacientes de ambos sexos y en un rango de edades de 43-84 años. Se consideraron como efectos tardíos los aparecidos luego de 3 meses del procedimiento radiológico y la gravedad de las lesiones fue clasificada de acuerdo al sistema RTOG/EORTC.
El estudio fue aprobado por el Comité de Ética del HQGCBA y se obtuvo el consentimiento informado de todos los pacientes.
Citometría de flujo. La expresión de las moléculas ICAM1 y Beta1-Integrina, así como la relación Linfocitos T CD4+ / Linfocitos T CD8+ se midieron por reacción con anticuerpos monoclonales específicos conjugados con marcadores de fluorescencia.
Las muestras fueron analizadas en un citómetro FACSCalibur (BectonDickinson) usando el programa computacional CellQuest Pro.
Proteína C Reactiva (PCR). El nivel de PCR se midió en plasma con un ensayo turbidimétrico Full Range CRP (Randox).

RESULTADOS

Beta1-Integrina

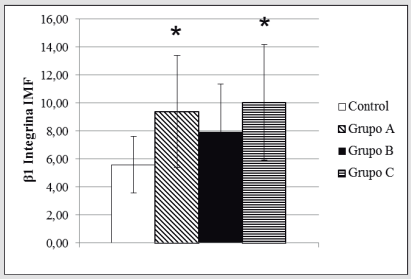
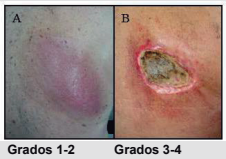


Figura 1 - Niveles de Beta1-Integrina expresada como Índice Medio de Fluorescencia (IMF) en linfocitos de pacientes con SCR Media ± DS.

A) Todas las muestras estudiadas
B) Muestras de los pacientes con Grado 1-2 RTOG/EORTC
C) Muestras de los pacientes con Grado 3-4 RTOG/EORTC



Grados 1-2 **Grados 3-4**

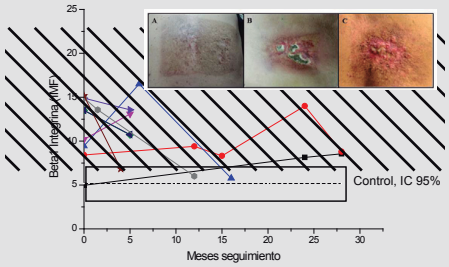


Figura 2 – Seguimiento de pacientes. Niveles de Beta1-Integrina en linfocitos en función del tiempo, expresada como Índice Medio de Fluorescencia (MFI).

Subpoblaciones linfocitarias

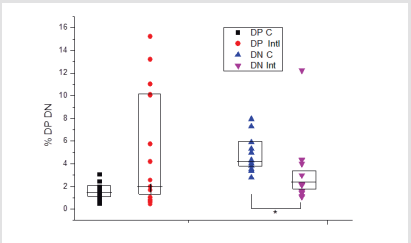


Figura 3 - Porcentaje de precursores tímicos doble positivos y dobles negativos en los grupos de pacientes con lesiones cutáneas radioinducidas y sin lesiones (grupo control). Mediana y rango intercuartilo

Proteína C Reactiva (PCR)

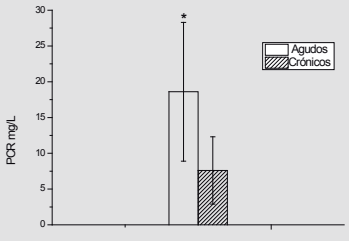


Figura 4 - Niveles de Proteína C Reactiva (PCR) en plasma, expresados en mg/L: Media ± DS.

β1 Integrina Expresión significativamente aumentada en linfocitos de los pacientes con SCR respecto de un grupo control. El análisis dentro del grupo de pacientes, mostró una mayor expresión en aquellos que presentaban lesiones de mayor gravedad, Grado 3-4, respecto de aquellos con Grado 1-2. Buena correlación con la evolución del paciente.

Subpoblaciones linfocitarias patrones diferentes de expresión de precursores linfocitarios CD4+CD8+ (DP) y CD4-CD8- (DN) en los pacientes respecto de una población control. Esto sugiere una perturbación en la homeostasis de los linfocitos T.

Proteína C Reactiva (PCR) niveles plasmáticos significativamente aumentados en aquellos pacientes en etapa aguda o crónica pero en fase de reagudización respecto de aquellos pacientes con efectos crónicos.

CONCLUSIONES

Los parámetros analizados en combinación con otros indicadores de inflamación, podrían ser utilizados como potenciales marcadores para el seguimiento del proceso de inflamación radioinducida, así como disponer de un mayor conocimiento radiopatológico de la respuesta de los tejidos normales en escenarios de exposición radiológica accidental, permitiendo aportar información adicional al médico tratante para guiar el tratamiento terapéutico en forma personalizada.

Información Técnica y Gráfica Institucional
SUBGERENCIA COMUNICACIÓN INSTITUCIONAL

www.arn.gob.ar

Desempeño del sistema de detección de ^{235}U y ^{241}Am en pulmón de la Autoridad Regulatoria Nuclear

Pedemonti, E.; Villella, A.; Puerta, N.; Gossio, S. y Rojo, A.M.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 de abril de 2015

Desempeño del Sistema de Detección de ^{235}U y ^{241}Am en Pulmón de la Autoridad Regulatoria Nuclear

Pedemonti, E.[1], Villella, A. Puerta, N., Gossio, S. y Rojo, A.M.

Autoridad Regulatoria Nuclear

RESUMEN

El Laboratorio de Dosimetría Interna (LDI) de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) de Argentina, dispone de un sistema espectrométrico para la detección *in vivo* de actínidos, único en el país. Este equipamiento permite dar apoyo en el control ocupacional de la exposición interna en trabajadores expuestos a Uranio y en la potencial exposición a Americio de los trabajadores involucrados en tareas de extensión de vida de la Central Nuclear de Embalse, provincia de Córdoba.

Este trabajo presenta el proceso de calibración en eficiencia y determinación de los límites de detección de este equipamiento para ^{235}U y ^{241}Am en pulmón. Este sistema de detección espectrométrico está formado por cuatro detectores de Germanio que conforman el equipo denominado ACTII marca Canberra. Los detectores se encuentran en el interior de un recinto de acero, interiormente recubierto con capas plomo y de cadmio. El maniquí empleado en la calibración es el *Lawrence Livermore Realistic Phamton,* que contiene pulmones y nódulos activos y cuatro cubiertas torácicas que simulan tejido muscular con distintos espesores.

Para el sistema descrito se obtuvieron las curvas de eficiencia versus espesor de tejido muscular toráxico correspondientes a las energías de 143,8; 163,4 y 185,7 keV del ^{235}U y a la energía de 59,5 keV del ^{241}Am. Así mismo, se determinaron los límites de detección correspondientes a cada energía y espesor del ^{235}U y del ^{241}Am.

A partir de este análisis de desempeño del sistema para la detección in vivo de ^{235}U y ^{241}Am puede concluir que este equipamiento de la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina responde a los estándares internacionales para el apoyo al control regulatorio de la exposición interna de los trabajadores en la rutina y para asegurar una rápida respuesta ante una posible situación de emergencia

1. INTRODUCCIÓN

Debido a las próximas tareas asociadas a la primera extensión de vida de la Central Nuclear Embalse, en la provincia de Córdoba, se identificó la necesidad de evaluar la exposición interna a radionucleídos emisores alfa en los trabajadores involucrados. Es por esto que, al Laboratorio de Dosimetría Interna (LDI) de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) de Argentina, se le encomendó dar apoyo en el diseño de los programas de monitoreo para el control ocupacional en las tareas asociadas a la extensión de vida de la Central Nuclear de Embalse en situación rutinaria y asegurar una rápida respuesta ante una posible situación de emergencia.

Gracias a la experiencia de la extensión de vida de Centrales Nucleares con reactores CANDU, se identificó que en situaciones de emergencia, la exposición interna a ^{241}Am puede ser significativa [1]. Se consideró entonces, que el sistema de medición específico para la

[1] E-mail del Autor: epedemonti@arn.gob.ar

detección “in vivo” de actínidos en pulmón (ACTII) que dispone el LDI podría ser calibrado, de modo de responder eficazmente ante una situación de emergencia en un escenario de exposición interna a ^{241}Am. El ACTII permite además dar apoyo en el monitoreo ocupacional por exposición a compuestos insolubles de Uranio, por lo cual también es importante que este sistema sea adecuadamente calibrado para la detección de Uranio en pulmón.

En este trabajo se presenta el proceso de calibración del sistema ACTII para el ^{235}U y el ^{241}Am en pulmón utilizando un maniquí simulador de tórax compuesto por una serie de capas que simulan el tejido muscular de distintos espesores.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

El sistema de detección espectrométrico está formado por cuatro detectores de Germanio Hiperpuro (GeHp) con eficiencia relativa del 38% (ACTII). Los detectores se encuentran localizados en el interior de un recinto de acero, interiormente recubierto con capas plomo y de cadmio. El maniquí empleado en la calibración fue el Lawrence Livermore Realistic Phamton, que contiene pulmones y nódulos activos con ^{241}Am y Uranio natural, y cuatro cubiertas torácicas que simulan tejido muscular con distintos espesores.

2.1. El Maniquí

El maniquí que se utilizó para la calibración es el Lawrence Livermore Realistic Phantom; fabricado bajo la dirección del Departamento de Energía de Estados Unidos por Radiology Support Device of Long Beach, California, como patrón de referencia para el recuento in vivo de las emisiones de los nucleídos transuránicos de baja energía.

El maniquí está compuesto por un esqueleto óseo sintético hecho dentro de material tejido equivalente. Los órganos se encuentran en una cavidad interna con una cubierta separada que cierra el maniquí y representa el tórax de un hombre adulto promedio (ver fig. 1). Esta cubierta tiene moldeada en su sección anterior las costillas y el esternón. Los órganos de interés son los pulmones, el hígado y los ganglios. Bloques de tejido blando-equivalente se utilizan para colocar los órganos y llenar los espacios de aire significativos, proporcionando continuidad de tejido a lo largo del maniquí. Los nódulos linfáticos están representados por tres cilindros; dos de 8 mm de diámetros y 17 mm de longitud, y uno de 13 mm de diámetro y 25 mm de longitud. Cada uno de estos órganos puede ser radiactivo o inerte. La construcción básica del material de los órganos es poliuretano comercial con $CaCO_3$ adicionado en las concentraciones necesarias para la simulación de los distintos tejidos a saber; músculo: 1,70% Ca; cartílago: 2,33% Ca; tejido óseo: 13,00% Ca y pulmones: 2,10% Ca.

Dado que las emisiones de los nucleídos transuránicos de baja energía pueden estar atenuadas por tejido muscular y adiposo propio de la persona; el maniquí cuenta con una serie de cubiertas torácicas de diferentes espesores que se pueden superponer para simular esos distintos porcentajes de masa muscular y tejido adiposo, y así asegurar la validez de conteo in vivo de diferentes individuos modelos. Cada capa tiene impresa tres conjuntos de círculos concéntricos, dos ubicados sobre la región de los pulmones y uno sobre la región del hígado, que sirven para posicionar los detectores en el momento de realizar las mediciones de calibración [2].

Figura 1. Lawrence Livermore Realistic Phantom y capas torácicas

2.2. Equipos

El recinto de medición está formado por una cámara blindada de 200x150 cm^2 de área, 200 cm de altura y 40 Tn de peso; compuesta por paredes de 15 cm de acero recubiertas en su interior con capas de plomo y cadmio de 0,5 y 0,05 cm respectivamente. Dentro de la misma se halla ubicada, a parte del sistema de medición, una camilla en posición fija predeterminada la cual permite obtener una geometría de medición horizontal. El recinto posee en su interior un sistema de circuito cerrado de televisión para poder monitorear al sujeto en caso de algún inconveniente.

El sistema de medición está compuesto por cuatro detectores de GeHp modelo ACTII (GL3820RT/S) de Canberra dispuestos en pares en dos criostatos. Cada detector tiene un área activa de 3800 mm^2, un diámetro de 70 mm y un espesor de 20 mm. Cada detector posee una ventana de un compuesto de carbono de 0,6 mm de espesor. Todo el sistema está suspendido por una estructura móvil que permiten cambiar la posición con respecto al torso de la persona a medir [3].

2.3. Métodos

Para la calibración del sistema ACTII en eficiencia se ubicó el maniquí Livermore, con pulmones activos con ^{241}Am y ^{235}U de actividad conocida, frente al detector y se colectó el espectro por 86400 s de modo que los picos de interés estuvieran bien conformados.

Para cada tipo de pulmones activos (^{241}Am o ^{235}U), se sumaron y analizaron los espectros adquiridos de las mediciones correspondientes a cada detector. Se realizaron tres mediciones independientes de 86400 seg de duración por cada una de las cubiertas de tórax del maniquí,

se calculó el factor de calibración para cada uno de ellos, y se tomó como valor final el promedio de los mismos. Se tomó como geometría de medición una distancia de 1 cm entre la superficie del tórax del maniquí y el detector.

El análisis de los espectros se efectuó con las herramientas que provee el código de adquisición de datos y análisis GENIE2K [4].

Para la estimación de la eficiencia del sistema con el maniquí Livermore se empleó la expresión 1:

$$Ef = \frac{A_N}{A_{mm} \times \varepsilon \times T} \quad (1)$$

Donde **Ef** es la eficiencia en cuentas por segundo por Bq (cps Bq^{-1}), $\mathbf{A_N}$ es el área neta del fotopico de interés correspondiente al radionucleido empleado en la calibración expresado en cuentas, $\mathbf{A_{mm}}$ es la actividad actualizada contenida en el maniquí a la fecha de medición, **ε** es la emisividad correspondiente al fotopico y **T** es el tiempo de medición.

La expresión utilizada para el cálculo de la incertidumbre de la eficiencia (σ_{ef}) está dada por:

$$\sigma_{ef} = Ef \sqrt{\left(\frac{\sigma_{A_N}}{A_N}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_{A_{mm}}}{A_{mm}}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_\varepsilon}{\varepsilon}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_T}{T}\right)^2} \quad (2)$$

Donde $\boldsymbol{\sigma_{ef}}$ es la incertidumbre estándar combinada asociada a la eficiencia, $\boldsymbol{\sigma\ (A_N)}$ es la incertidumbre estándar asociada al número de cuentas netas en la ROI, $\boldsymbol{\sigma\ (A_{mm})}$ es la incertidumbre estándar combinada asociada a la actividad de la fuente de calibración, **σ (ε)** es la incertidumbre estándar asociada a la emisividad y **σ (T)** es la incertidumbre estándar asociada al tiempo de medición.

La eficiencia obtenida mediante la expresión 1, permite obtener la actividad de ^{241}Am y ^{235}U contenidos en los pulmones de un hombre, sin embargo no es adecuada para el cálculo en mujeres.

Actualmente no se dispone en el mercado de maniquíes físicos de mujer, ya que la gran variedad de tamaño y forma que presenta la mama dificulta la fabricación de un modelo que sea representativo de la mujer [5].

Para que el sistema ACTII sea apropiado para la medición de mujeres, se implementó el método de calibración propuesto por J. Farah *et al* [5]. En este método se corrige el valor de la eficiencia obtenida para el hombre con el maniquí Livermore mediante un factor de corrección que toma en cuenta el valor del contorno de torso a la altura de la mama y la taza (A, B, C, D, E ó F), tal como se muestra en la expresión 3.

$$Ef_{mujer} = \frac{Ef_{Livermore}}{factor\ de\ corrección} \quad (3)$$

Donde $\mathbf{Ef_{mujer}}$ es la eficiencia estimada para la mujer para una energía de interés, $\mathbf{Ef_{Livermore}}$ es la eficiencia para esa misma energía obtenida para el maniquí Livermore con solo la capa donde se encuentra el esternón, y el factor de corrección es un valor que se puede obtener del trabajo de J. Farah *et al* [5] dependiendo del tamaño del torso y de la mama.

Para estimar los límites de detección para el hombre se midieron los fondos con el maniquí Livermore con órganos inertes y con los diferentes espesores torácicos. A pesar de que el maniquí no contiene todos los elementos químicos presentes naturalmente en el cuerpo humano, el fondo se ve incrementado debido a la interacción de la radiación ambiente con el maniquí. Se calculó de esta forma, para la combinación de los cuatro detectores, los límites de detección correspondientes a 3600 segundos de medición, mediante la siguiente expresión [6]:

$$LD = \frac{4{,}65\sqrt{B}}{Ef\ T} + \frac{3}{Ef\ T} \quad (4)$$

Donde **B** es el número de cuentas del fondo correspondiente a la zona de los fotopicos de interés, **Ef** es la eficiencia en cps Bq^{-1} correspondiente y **T** es el tiempo de medición.

Se efectuaron mediciones de fondo con cuatro hombres voluntarios y se estimó para cada voluntario el espesor de su tórax mediante la expresión 5 [7]. Se calculó el límite de detección correspondiente a 3600 segundos de medición para cada hombre voluntario y se comparó con los valores de LD obtenidos para el maniquí:

$$ETM(cm) = 11{,}5\left(\frac{W}{H}\right) - 2{,}0038 \quad (5)$$

Donde **ETM** es el espesor torácico muscular, **W** es el peso del individuo en kg y **H** es la altura en cm.

3. RESULTADOS

En la tabla 1 se muestran las eficiencias obtenidas para el hombre en función del espesor torácico muscular (ETM) para las tres energías características del ^{235}U, y en la tabla 2 para el ^{241}Am:

Tabla 1. Eficiencias obtenidas para el hombre en función del espesor del tórax para energías características de ^{235}U

ETM*(cm)	143,8 keV		163,4 keV		185,7 keV	
	Eficiencia (cps/Bq)	σ_{ef} (cps/Bq)	Eficiencia (cps/Bq)	σ_{ef} (cps/Bq)	Eficiencia (cps/Bq)	σ_{ef} (cps/Bq)
1,638	1,437E-02	2E-05	1,401E-02	2E-05	1,204E-02	2E-05
2,351	1,072E-02	2E-05	1,010E-02	1E-05	9,118E-03	1E-05
2,958	9,03E-03	1E-05	8,53E-03	1E-05	7,71E-03	1E-05
3,295	8,08E-03	1E-05	7,57E-03	1E-05	6,92E-03	1E-05
3,871	7,15E-03	1E-05	6,81E-03	1E-05	6,172E-03	9E-06

*ETM: Espesor Torácico Muscular

Tabla 2. Eficiencias obtenidas para el hombre en función del espesor del tórax para la energía característica del ^{241}Am

ETM*(cm)	59,5 keV	
	Eficiencia (cps/Bq)	σ_{ef} (cps/Bq)
1,638	1,09E-02	3E-04
2,351	8,0E-03	2E-04
2,958	6,8E-03	2E-04
3,295	6,1E-03	1E-04
3,871	5,1E-03	1E-04

*ETM: Espesor Torácico Muscular

En la figura 1 se muestran los datos experimentales de las eficiencias obtenidas para el hombre en función del espesor del tórax para las tres energías características del ^{235}U y para el ^{241}Am, con las curvas de ajuste obtenidas.

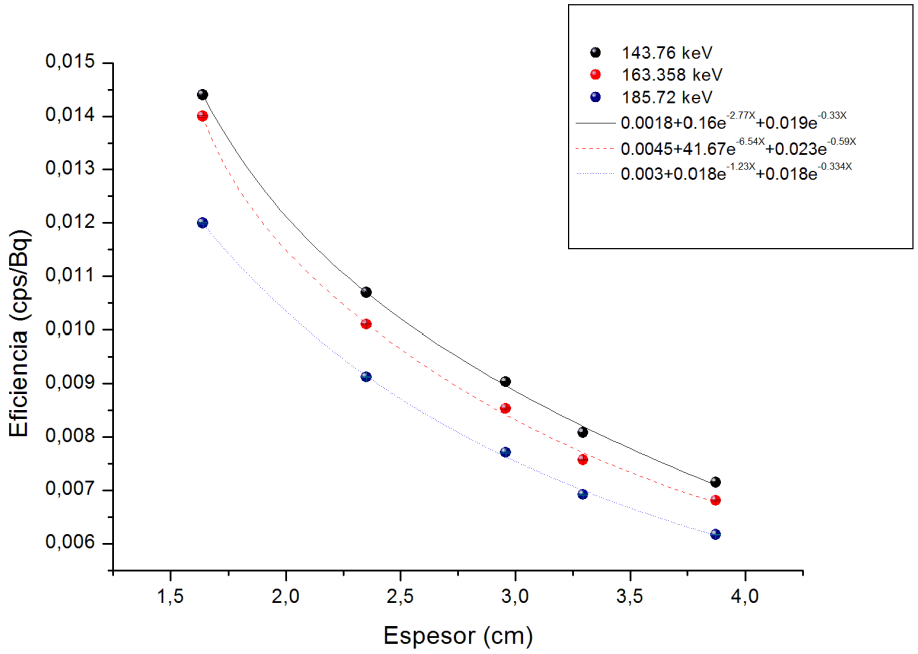


Figura 1. Eficiencias obtenidas para el hombre en función del espesor del tórax para energías características del ^{235}U y curvas de ajuste (R^2=0,99)

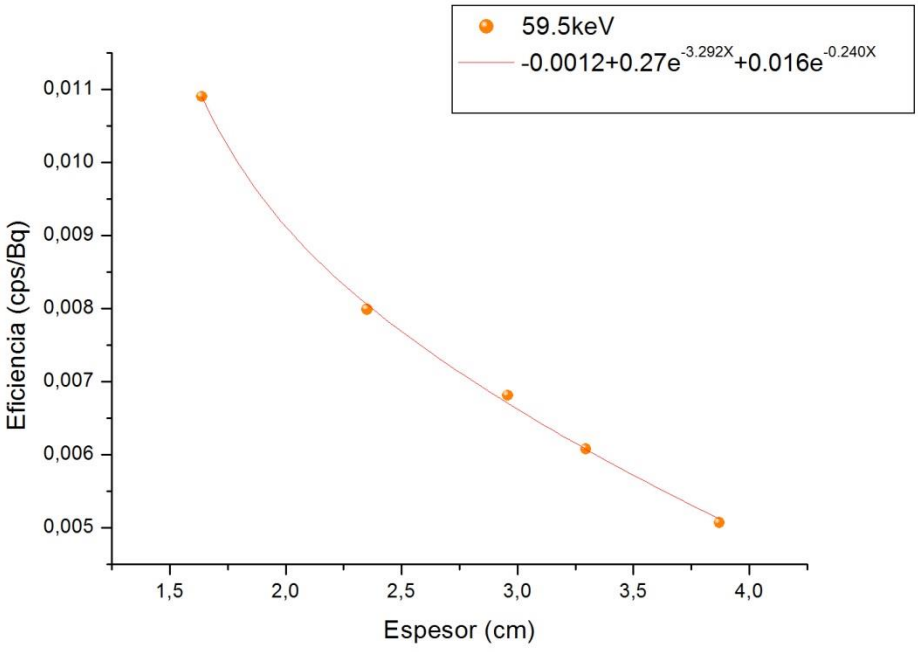


Figura 2. Eficiencia obtenida para el hombre en función del espesor del tórax para la energía de 59,5 keV característica del ^{241}Am y curva de ajuste (R^2=0,99)

En la tabla 3 se presentan los resultados de las eficiencias obtenidas para la mujer de acuerdo al contorno del tórax en cm y el tamaño de mama, y para la energía de 59,5 keV característica del ^{241}Am y de 185,7 keV característica del ^{235}U.

Tabla 3. Eficiencias obtenidas para la mujer de acuerdo al contorno del tórax y el tamaño de la mama, para la energía 59,5 keV característica del ^{241}Am y de 185,7 keV característica del ^{235}U

Contorno de Tórax (cm)	Tamaño de la mama	Eficiencia (cps/Bq)	
		59,5 keV	185,7 keV
85	A	1,01E-02	1,19E-02
	B	8,6E-03	1,10E-02
	C	7,8E-03	1,04E-02
	D	7,5E-03	1,01E-02
	E	6,7E-03	9,3E-03
90	A	9,0E-03	1,14E-02
	B	7,9E-03	1,04E-02
	C	7,6E-03	1,01E-02
	D	7,2E-03	9,6E-03
	E	6,5E-03	9,1E-03
95	A	6,5E-03	7,7E-03
	B	6,2E-03	7,5E-03
	C	5,8E-03	7,1E-03
	D	5,2E-03	6,5E-03
	E	4,5E-03	5,8E-03
100	B	5,4E-03	7,3E-03
	C	4,9E-03	6,7E-03
	D	4,3E-03	6,2E-03
	E	4,0E-03	5,8E-03
	F	3,5E-03	5,2E-03
105	B	5,2E-03	6,5E-03
	C	3,5E-03	4,7E-03
	D	3,0E-03	4,2E-03
	E	2,5E-03	3,6E-03
	F	1,6E-03	2,4E-03
110	B	2,3E-03	3,6E-03
	C	2,0E-03	3,2E-03
	D	1,7E-03	2,9E-03
	E	1,6E-03	2,7E-03
	F	1,4E-03	2,5E-03
115	C	1,7E-03	2,6E-03
	D	1,2E-03	2,0E-03
	E	1,1E-03	1,8E-03
	F	7,0E-04	1,2E-03
120	C	8,0E-04	1,5E-03
	D	7,2E-04	1,4E-03
	E	6,3E-04	1,2E-03
	F	5,1E-04	1,0E-03

En la tabla 4 se muestran los resultados de los límites de detección (LD) obtenidos con el maniquí Livermore para cinco diferentes espesores de tórax, para las tres energías caracteríscas del ^{235}U, y para el ^{241}Am:

Tabla 4. LD obtenidos con el maniquí Livermore para energías características del ^{235}U y ^{241}Am, para cinco espesores torácicos.

ETM (cm)*	LD (Bq)			
	143,76 keV	163,358 keV	185,72 keV	59,5 keV
1,638	2E+00	2E+00	2E+00	3E+00
2,351	3E+00	2E+00	3E+00	4E+00
2,958	3E+00	3E+00	3E+00	5E+00
3,295	3E+00	3E+00	4E+00	6E+00
3,871	3E+00	3E+00	4E+00	6E+00

*ETM: Espesor Torácico Muscular

En la figura 3 se presentan los datos experimentales de los LD en función del espesor del tórax para las tres energías características del ^{235}U y para el ^{241}Am, con las curvas de ajuste obtenidas para el maniquí Livermore.

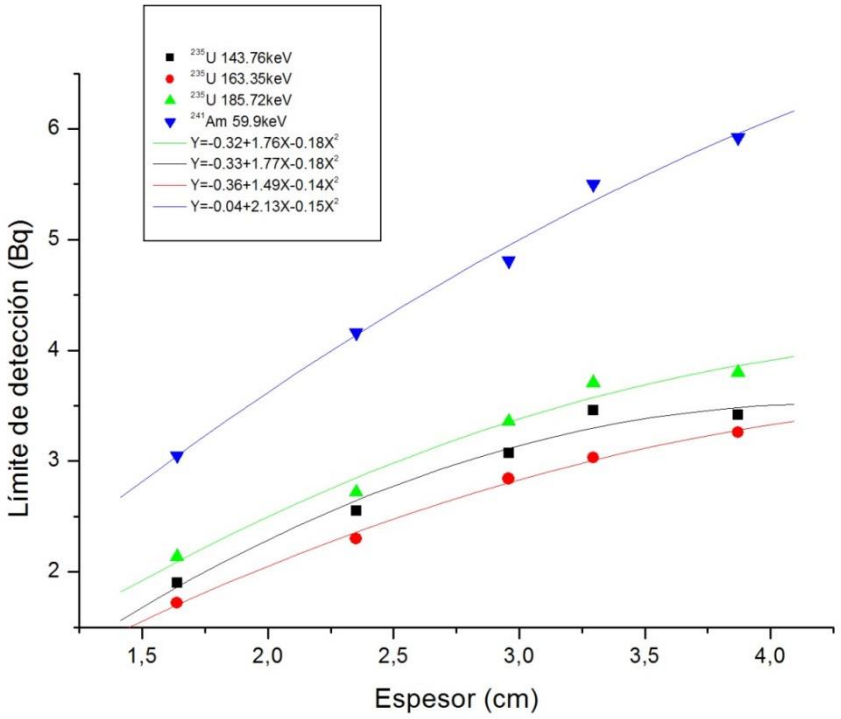


Figura 3. LD en función del espesor del tórax para energías características del ^{241}Am y ^{235}U con curvas de ajuste (R^2 entre 0,97 y 0,99)

En la tabla 5 se muestran los resultados del límite de detección hallados usando la expresión 3 para personas cuyo espesor de tórax se estimó en relación a su peso y altura (expresión 4) para las zonas de energías características del ^{235}U y el ^{241}Am. Además se muestra el LD estimado usando la curva obtenida para el maniquí.

Tabla 5. LD obtenidos con hombres voluntarios para energías características del ^{235}U y ^{241}Am y comparación con LD de maniquí Livermore

I*	Peso (kg)	Altura (cm)	ETM* (cm)	59,5 kev		143,76 kev		163,358 kev		185,72 kev	
				LD persona (Bq)	LD maniquí (Bq)	LD persona (Bq)	LD maniquí (Bq)	LD persona (Bq)	LD maniquí (Bq)	LD persona (Bq)	LD maniquí (Bq)
1	80	182	2,85	6E+00	5E+00	1E+01	4E+00	1E+01	3E+00	1E+01	4E+00
2	71	167	2,69	6E+00	5E+00	1E+01	4E+00	1E+01	3E+00	1E+01	4E+00
3	83	170	3,39	7E+00	6E+00	1E+01	4E+00	1E+01	4E+00	1E+01	4E+00
4	72	168	2,73	6E+00	5E+00	1E+01	4E+00	1E+01	3E+00	1E+01	4E+00

*I: Individuo, ETM: Espesor Torácico Muscular

Los límites de detección en la energía de 59,5 keV característica del ^{241}Am obtenidos con el maniquí Livermore son menores a los detectados con personas voluntarias no expuestas. Esto responde a la presencia de un mayor fondo en esta región energética que es esperable debido a que la radiación dispersa asociada al contenido natural en el cuerpo de otros radionucleidos (^{40}K y radiocesio) tiene una importante contribución en esta zona de energía. Por otro lado, los límites de detección en las energías características del ^{235}U obtenidos con el maniquí Livermore son mayores a los detectados con personas voluntarias no expuestas. Es por lo tanto relevante poder realizar la medición de fondo en cada trabajador.

4. CONCLUSIONES

Los resultados de la calibración del sistema espectrométrico ACTII de la ARN para energías características del ^{235}U y el ^{241}Am, son adecuados y contribuyen a establecer programas adecuados de protección radiológica con la capacidad de detectar una exposición interna significativa a emisores alfa.

Se verifica que el sistema ACTII es apropiado para el control individual al ^{241}Am y al ^{235}U tanto de hombres como de mujeres, ya que la calibración realizada permitió obtener la eficiencia del sistema para el hombre en función de su espesor torácico y para la mujer en función del contorno de su tórax y tamaño de la mama.

Ante la necesidad de implementar el monitoreo individual de los trabajadores para el control de la exposición interna a ^{241}Am o al ^{235}U, es conveniente medir los fondos propios de las personas involucradas dentro del programa de vigilancia y obtener los límites de detección de

cada una. Sin embargo, en caso de no poder contar con estos fondos propios lo más conveniente es utilizar el fondo de una persona con similar contextura física.

El Laboratorio de Dosimetría Interna (LDI) de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) de Argentina cuenta con la capacidad técnica y el equipamiento operativo para dar apoyo tanto en el diseño de los programas de monitoreo individual como en la medición directa para el control ocupacional en las tareas asociadas a la extensión de vida de la Central Nuclear de Embalse en situación rutinaria y asegurar una rápida respuesta ante una posible situación de emergencia.

5. REFERENCIAS

[1] Chitu, C.; Popescu, I.; Baraitaru, M.; Nedelcu, A.; Simionov, V., "Occupational Exposure in a CANDU NPP: Management of the Risk for Internal Alpha Contamination", *International Symposium for Nuclear Energy*, Bucharest, October (2011)

[2] "Radiology Support devices: The Lawrence Livermore Realistic phantom" http://www.rsdphantoms.com/hp_lawrence.htm

[3] Spinella, M. R; Krimer, M; Gregori, B. N; Rojo, A. M; "Eficiencia del sistema de detección de baja energía para la medición de ^{235}U en pulmón de la Autoridad Regulatoria Nuclear" *Memorias IRPA 2006*, CIC Acapulco (2006)

[4] Canberra Industries, *Genie 2000-Spectroscopy System*, V3.2.1, USA (2009)

[5] Farah, J.; Broggio, D.; Henriet, J.; Makovicka, L. and Franck, D. "Library of Mesh and NURBS female phantoms for pulmonary in vivo counting studies", *13th International Congress of the International Radiation Protection Association*, Glasgow (2012)

[6] ICRU Report 69, Direct determination of body content of radionuclides, Volume **3** N°1 (2003)

[7] Kruchten, D. A.; Anderson, A. L, "Improved Ultrasonic Measurement Techniques Applied to Assay of Pu and others Transuranics in Lung", *Health Physics*, **59** (1):117-123, July (1990)

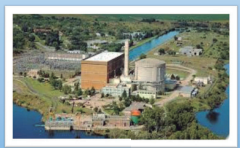
Erica S. Pedemonti epedemonti@arn.gob.ar
Adrián Villella avillella@arn.gob.ar
Nancy Puerta npuerta@arn.gob.ar
Sebastián Gossio sgossio@arn.gob.ar
Ana Rojo arojo@arn.gob.ar

Desempeño del Sistema de Detección de ^{235}U y ^{241}Am en pulmón de la Autoridad Regulatoria Nuclear

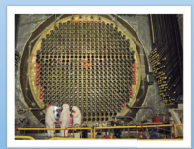
Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – **ARGENTINA**

Debido a las próximas tareas asociadas a la primera extensión de vida de la Central Nuclear Embalse, en la provincia de Córdoba, se identificó la necesidad de evaluar la exposición interna a radionucleidos emisores alfa en los trabajadores involucrados. Es por esto que, al Laboratorio de Dosimetría Interna de la ARN de Argentina, se le encomendó dar apoyo en el diseño de los programas de monitoreo para el control ocupacional en las tareas asociadas a la extensión de vida de la Central Nuclear Embalse en situación rutinaria y asegurar una rápida respuesta ante una posible situación de emergencia.

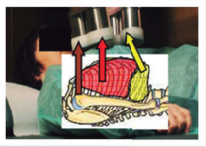
Central Nuclear Embalse

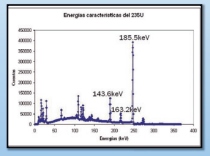


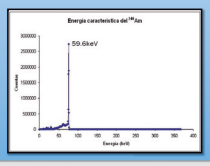
Tareas asociadas a la extensión de vida



Control ocupacional: Situación Rutinaria y Emergencia







MATERIALES

Lawrence Livermore Realistic Phantom

Sistema de medición específico para la detección "in vivo" de actínidos en pulmón (ACTII) calibrado para responder eficazmente ante una situación de emergencia en un escenario de exposición interna a ^{241}Am y dar apoyo en el monitoreo ocupacional por exposición a compuestos insolubles de uranio.

MÉTODO

Eficiencia del sistema para hombre

$$Ef = \frac{A_N}{A_{mm} \times \varepsilon \times T}$$

Ef = eficiencia
A_N = área neta
A_{mm} = actividad en el maniquí
ε = emisividad
T = tiempo de medición.

Eficiencia del sistema para mujer

$$Ef_{mujer} = \frac{Ef_{Livermore}}{factor\ de\ corrección}$$

Ef_{mujer} = eficiencia estimada para la mujer
$Ef_{Livermore}$ = eficiencia obtenida con el maniquí Livermore con solo la capa donde se encuentra el esternón
factor de corrección = dependiente contorno del torso y del tamaño de mama. (J. Farah *et ál.*)

Límite de detección para diferentes espesores de tórax

$$LD = \frac{3 + 4{,}65\sqrt{B}}{Ef\ T\ \varepsilon}$$

B = número de cuentas del fondo en ROI
Ef = eficiencia
ε = emisividad
T = tiempo de medición

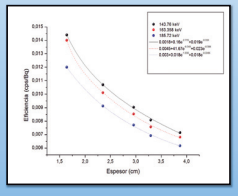
Se efectuaron mediciones de fondo con cuatro hombres voluntarios y se estimó para cada voluntario el espesor de su tórax mediante la expresión

$$\mathrm{ETM(cm)} = 11{,}5\left(\frac{W}{H}\right) - 2{,}0038$$

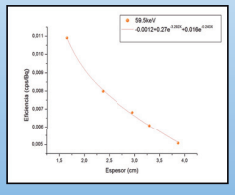
ETM = espesor torácico muscular
W = peso del individuo en k
H = altura en cm

RESULTADOS

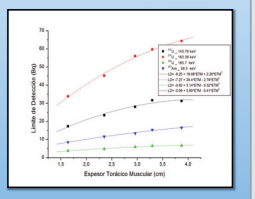
Eficiencias obtenidas para el hombre en función del espesor del tórax



Eficiencia para energías características del ^{235}U y curvas de ajuste (R^2=0,99).



Eficiencia para la energía de 59,5 keV característica del ^{241}Am y curva de ajuste (R^2=0,99).



LD en función del espesor del tórax para las tres energías características del ^{235}U y para el ^{241}Am, con las curvas de ajuste obtenidas para el maniquí Livermore.

Eficiencias obtenidas para la mujer en función del contorno del tórax y tamaño de mama

Contorno de Tórax (cm)	Tamaño de la mama	Eficiencia (cps/Bq) 59,5 keV	Eficiencia (cps/Bq) 185,7 keV
85	A	1,01E-02	1,19E-02
	B	8,6E-03	1,10E-02
	C	7,8E-03	1,04E-02
	D	7,5E-03	1,01E-02
	E	6,7E-03	9,3E-03
90	A	9,0E-03	1,14E-02
	B	7,9E-03	1,04E-02
	C	7,6E-03	1,01E-02
	D	7,2E-03	9,6E-03
	E	6,5E-03	9,1E-03
95	A	6,5E-03	7,7E-03
	B	6,2E-03	7,5E-03
	C	5,8E-03	7,1E-03
	D	5,2E-03	6,5E-03
	E	4,5E-03	5,8E-03
100	B	5,4E-03	7,3E-03
	C	4,9E-03	6,7E-03
	D	4,3E-03	6,2E-03
	E	4,0E-03	5,8E-03
	F	3,5E-03	5,2E-03

Contorno de Tórax (cm)	Tamaño de la mama	Eficiencia (cps/Bq) 59,5 keV	Eficiencia (cps/Bq) 185,7 keV
105	B	5,2E-03	6,5E-03
	C	3,5E-03	4,7E-03
	D	3,0E-03	4,2E-03
	E	2,5E-03	3,6E-03
	F	1,6E-03	2,4E-03
110	B	2,3E-03	3,6E-03
	C	2,0E-03	3,2E-03
	D	1,7E-03	2,9E-03
	E	1,6E-03	2,7E-03
	F	1,4E-03	2,5E-03
115	C	1,7E-03	2,6E-03
	D	1,2E-03	2,0E-03
	E	1,1E-03	1,8E-03
	F	7,0E-04	1,2E-03
120	C	8,0E-04	1,5E-03
	D	7,2E-04	1,4E-03
	E	6,3E-04	1,2E-03
	F	5,1E-04	1,0E-03

CONCLUSIONES

- El sistema ACTII es apropiado para el control individual de la exposición interna a ^{241}Am y ^{235}U tanto de hombres como de mujeres, ya que la calibración realizada permitió obtener la eficiencia del sistema para el hombre en función de su espesor torácico y para la mujer en función del contorno de su tórax y tamaño de mama.
- El LDI de la ARN cuenta con la capacidad técnica y el equipamiento operativo para dar apoyo tanto en el diseño de los programas de monitoreo individual como en la medición directa para el control ocupacional en las tareas asociadas a la extensión de vida de la CNE en situación rutinaria y asegurar una rápida respuesta ante una posible situación de emergencia.

Información Técnica y Gráfica Institucional
SUBGERENCIA COMUNICACIÓN INSTITUCIONAL

www.arn.gob.ar

Estrategia para la elaboración de normas regulatorias en Argentina

Piumetti, E.H.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 de abril de 2015

Elsa H. Piumetti
E-mail: epiumetti@arn.gob.ar

Estrategia para la elaboración de normas regulatorias en Argentina

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – ARGENTINA

Ley Nº 24.804, Art 16 asigna a la ARN "***Dictar normas regulatorias referidas a seguridad radiológica y nuclear, protección física y fiscalización del uso de materiales nucleares, licenciamiento y fiscalización de instalaciones nucleares, salvaguardias internacionales y transporte de materiales nucleares en su aspecto de seguridad radiológica y nuclear y protección física.***"

El marco actual normativo regulador de la actividad nuclear en la Argentina está integrado por 64 normas y 9 guías.

Para editar una norma o guía regulatoria la ARN aplica el procedimiento G-DIR-02 "ELABORACIÓN Y REVISIÓN DE NORMAS Y GUÍAS REGULATORIAS, proceso certificado por IRAM.

ANTECEDENTES

- ***Reglamento para el uso de radioisótopos y radiaciones ionizantes (1958)***
- ***Normas básicas de seguridad radiológica y nuclear (Normas Rosas) (1966)***

Regulación "DE DESEMPEÑO" vs "PRESCRIPTIVA"

Desde sus orígenes las normas regulatorias argentinas son del tipo "***de desempeño***" es decir de cumplimiento de objetivos de seguridad y depositando en el usuario la responsabilidad de demostrar el cumplimiento de los requerimientos establecidos.

La Argentina y la situación internacional

La Argentina participa en la elaboración de estándares del OIEA desde los inicios del organismo internacional. Además también participa en UNSCEAR, ICRP, WHO e ILO.

La participación de expertos argentinos en estas organizaciones avalan la referencia de los requerimientos en las Normas regulatorias nacionales.

En particular el accidente de Fukusima Daiichi marcó un hito al proyectar la relevancia de las normas de seguridad internacionales del OIEA y este organismo se comprometió a realizar una revisión integral de los estándares de seguridad, comprometiendo a toda la comunidad internacional a seguir el mismo camino a través de la Convención de Seguridad Nuclear.

ESTRATEGIA PARA LA ELABORACIÓN DEL MARCO NORMATIVO ARGENTINO

Un nuevo enfoque basado en una mayor armonización con los contenidos de los estándares internacionales de seguridad, esencialmente siguiendo las pautas del OIEA . Así la Subgerencia Normativa Regulatoria de la ARN ha elaborado la norma AR 10.10.1 "EVALUACIÓN DEL EMPLAZAMIENTO DE REACTORES NUCLEARES DE POTENCIA", conforme a los contenidos del estándar OIEA NS-R 3.

CONCLUSIONES

La actividad regulatoria en Argentina acompaña desde sus orígenes, entre otras a través de los sectores responsables de la Normativa Regulatoria, garantizando un nivel adecuado de protección de las personas y el ambiente, como así también en el cumplimiento de los compromisos internacionales. En este sentido se plantea la actual estrategia para la actualización del marco regulatorio de la ARN.

En este marco actual, la estrategia de elaboración y revisión de normas y guías considera las recomendaciones de la ICRP junto a la experiencia regulatoria propia, poniendo énfasis en los contenidos y estructuración de los estándares internacionales publicados por el OIEA.

Avances en la dosimetría interna de nuevos radiofármacos marcados con ^{177}Lu de producción local para la protección radiológica de los pacientes en medicina nuclear

Puerta Yepes, N.; Rojo, A.M. y Gossio, S.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 abril de 2015

AVANCES EN LA DOSIMETRÍA INTERNA DE NUEVOS RADIOFÁRMACOS MARCADOS CON ^{177}LU DE PRODUCCIÓN LOCAL PARA LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DE LOS PACIENTES EN MEDICINA NUCLEAR

Puerta Yepes, N.[1]; Rojo, A.M. y Gossio, S.

[1]Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

El estudio de radiofármacos terapéuticos marcados con Lutecio-177 está siendo actualmente impulsado por el OIEA en diversos países, incluyendo a Argentina, gracias a que se postulan como una alternativa potencial para el tratamiento de diversos tipos de tumores neuroendócrinos, gastroenteropancreáticos y metástasis óseas. Desde el 2006, la División de Radiofarmacia de la CNEA ha venido realizando estudios relativos a la obtención, marcación, control de calidad y biodistribución en ratones NIH de varios radiofármacos marcados con ^{177}Lu de producción local, entre los que se incluyen: ^{177}Lu-EDTMP, ^{177}Lu-DOTMP, ^{177}Lu-DOTA-Sustancia P, ^{177}Lu-DOTA-Minigastrina y ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab. El Laboratorio de Dosimetría Interna de la ARN, con el propósito de contribuir con el aseguramiento de la protección radiológica del paciente, ha estado complementando el estudio preclínico de estos cinco nuevos radiofármacos mediante una evaluación dosimétrica. Este estudio incluyó para estos radiofármacos de producción local, el análisis de su biodistribución en ratones NIH, la estimación de la dosis absorbida en órganos sanos de interés utilizando la metodología MIRD, la extrapolación de los resultados obtenidos en ratones a humanos, la identificación de los órganos sanos de mayor riesgo y la estimación de la actividad máxima que se le puede administrar a un paciente sin exceder el umbral de radiotoxicidad en los órganos sanos.

Finalmente, los resultados dosimétricos analizados en este trabajo constituyen los antecedentes necesarios para pasar a la etapa siguiente de estudios clínicos con estos radiofármacos. La estimación de la actividad a administrar al paciente podrá ser tomada en cuenta en la determinación de los parámetros de tratamiento más adecuados, que posibilitan una mayor protección a los órganos sanos, evitando exceder el umbral radiotoxicológico de estos y por lo tanto garantizando la protección radiológica de los pacientes.

Palabras Claves: dosimetría interna, Lutecio-177.

1. INTRODUCCIÓN

El empleo de radiofármacos como agentes terapéuticos para el tratamiento del cáncer, cobró una importante relevancia en el campo de la medicina nuclear a partir de la década del 90 y se le conoce con el nombre de Radioterapia Metabólica. Los radiofármacos que se han usado más ampliamente para este propósito son, en general, biomoléculas marcadas con radionucleidos emisores β−, que presentan la propiedad de acumularse selectivamente en un cierto órgano, tejido o lesión. Se aprovecha entonces, primero el metabolismo propio seguido por éstas moléculas en el organismo, para que se capten selectivamente en la región a tratar; y segundo la radiación β−, la cual tiene la energía necesaria como para destruir células y tejidos con los cuales interacciona, pero corto alcance, lo cual permite que su acción prácticamente se limite al sitio

[1] E-mail del Autor: npuerta@arn.gob.ar

donde se acumula el radiofármaco, sin causar daño importante a las células sanas que rodean la lesión.

El ^{177}Lu, a pesar de su entrada relativamente tardía en la Radioterapia Metabólica, es uno de los radionucleidos con más características prometedoras en este campo. Al emitir partículas β- con energía máxima de 497 keV (78,6%), 384 keV (9,1%) y 176 keV (12,2%) presenta cierta ventaja con respecto a otros radionucleidos emisores beta de mayor energía empleados en Radioterapia Metabólica, que en general, causan mayor radiotoxicidad. También es un emisor de fotones γ de 113 keV (6,4%) y 208 keV (11%), los cuales son útiles para la localización *in vivo* y la realización de los cálculos dosimétricos empleando una cámara gamma o SPECT [1]. Además posee un período de semidesintegración relativamente largo (6,71 días) lo cual le da una ventaja logística, ya que facilita el abastecimiento de localidades que se encuentren ubicadas lejos de los reactores donde es producido [2].

Actualmente existen más de 30 aplicaciones clínicas en las que el ^{177}Lu está siendo investigado, entre las que se incluyen tratamientos de tumores neuroendócrinos, gastroenteropancreáticos y metástasis óseas. En este sentido, la División de Radiofarmacia de la CNEA, con el apoyo de la OIEA, ha venido realizando estudios relativos a la obtención, marcación, control de calidad y biodistribución en ratones NIH de varios radiofármacos marcados con ^{177}Lu de producción local, entre los que se incluyen: ^{177}Lu-EDTMP, ^{177}Lu-DOTMP, ^{177}Lu-DOTA-Sustancia P (SP), ^{177}Lu-DOTA-Minigastrina (MG) y ^{177}Lu-p-SCN-Bz-DTPA-AcMo-anti-CD20 (también conocido como ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab). El Laboratorio de Dosimetría Interna de la ARN, con el propósito de contribuir con el aseguramiento de la protección radiológica del paciente, complementó el estudio preclínico de estos cinco nuevos radiofármacos mediante una evaluación dosimétrica. Este estudio incluyó para estos radiofármacos de producción local, el análisis de su biodistribución en ratones NIH, la estimación de la dosis absorbida en órganos sanos de interés utilizando la metodología MIRD, la extrapolación de los resultados obtenidos en ratones a humanos, la identificación de los órganos sanos de mayor riesgo y la estimación de la actividad máxima que se le puede administrar a un paciente sin exceder el umbral de radiotoxicidad en los órganos sanos [3] [4] [5] [6] [7].

2. METODOLOGÍA

Se adoptaron los conceptos y criterios de la metodología MIRD [8] para el estudio dosimétrico de los siguientes radiofármacos: ^{177}Lu-EDTMP, ^{177}Lu-DOTMP, ^{177}Lu-DOTA-SP, ^{177}Lu-DOTA-His2-MG y ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab.

Los datos experimentales de distribución de actividad en el tiempo, obtenidos por la División de Radiofarmacia de la CNEA, de cada radiofármaco en diferentes órganos de interés de ratones NIH (riñones, hígado, bazo, pulmones, sangre, estómago, intestino y fémur), se ajustaron a curvas usando el software Origen 6.1. Estas curvas describen la evolución temporal de la actividad del radiofármaco en cada uno de los órganos donde se retienen (órganos fuente) y permiten estimar el número total de desintegraciones que se dan en cada órgano fuente hallando el área bajo de estas curvas de retención. Se calcularon las áreas bajo las curvas de retención de diferentes órganos y se normalizó a la actividad inyectada con el fin de obtener los coeficientes de actividad integrada en el tiempo τ [8]. Las dosis absorbidas en los órganos del ratón NIH por unidad de actividad administrada se determinaron como el producto entre el τ de cada órgano fuente y los factores S para todas las combinaciones órgano fuente-blanco posibles [9]. Los valores de los factores S para los órganos del ratón NIH fueron calculados de acuerdo al trabajo de Villarreal [10] basados en el modelo de ratón de Larsson y col [11]. La extrapolación a los seres humanos se llevó a cabo utilizando el método de escalación directa para el ^{177}Lu-EDTMP y el^{177}Lu-DOTMP, mientras que para los radiofármacos ^{177}Lu-DOTA-SP, ^{177}Lu-DOTA-His2-MG y ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab se empleó la escalación por tiempo [12]. El método de escalación se eligió teniendo en cuenta un criterio conservativo. En el método de escalación directo se asume que el comportamiento cinético humano es exactamente el mismo que el observado

en los animales; por lo tanto, los coeficientes de actividad integrada τ de cada órgano del ratón NIH se asumen iguales a los τ humanos. En el método de escalación por tiempo se toma en cuenta las diferencias de las tasas metabólicas entre animales con diferente masa corporal, y por lo tanto se transforma la escala de tiempo de acuerdo a la siguiente expresión:

$$t_h = t_a \left[\frac{m_h^{CE}}{m_a^{CE}} \right]^{0.25} \quad (1)$$

Donde: t_a es el tiempo en el cual una medición fue hecha en el sistema animal, t_h es el tiempo correspondiente asumido para el dato humano, m_a^{CE} **y** m_h^{CE} son las masas corporales totales de la especie animal y la especie humana, respectivamente.

En este método, el eje del tiempo de las curvas de retención de actividad de los diferentes órganos es escalado por la función de potencial indicada en la ecuación 1. Una vez obtenidas las curvas de retención extrapoladas de los órganos humanos se hallan los coeficientes de actividad integrada en el tiempo mediante el cálculo del área bajo la curva.

Las dosis absorbidas en los órganos humanos por unidad de actividad inyectada se calcularon mediante el programa de OLINDA [13], ingresando los coeficientes de actividad integrada humanos estimados, para los dos modelos propuestos: Hombre adulto de referencia (73,7 kg) y mujer adulta de referencia (56,9 kg).

Se identificó el órgano sano de mayor riesgo u órgano crítico mediante la determinación del órgano que limita la cantidad de actividad a ser administrada por ser el más próximo a alcanzar el límite de radiotoxicidad.

Finalmente, se estimó para cada radiofármaco la Máxima Actividad Tolerable (MAT), que es la actividad máxima que puede ser administrada a un paciente de referencia, sin exceder la tolerancia máxima del órgano sano de mayor riesgo, usando la expresión 2:

$$MáximaActividadTolerable\left(\frac{MBq}{Kg}\right) = \frac{DosisUmbral(mGy)}{Coeficiente\,de\,Dosis(mGy/MBq) \times masa^{CE}} \quad (2)$$

Donde la dosis umbral [14] es la dosis necesaria para provocar un efecto clínicamente evidente en el 5% de los individuos expuestos y el coeficiente de dosis representa la dosis en el órgano por unidad de actividad administrada. La masa^{CE} toma el valor de la masa corporal total de los modelos empleados: 73,7 kg para el hombre de referencia y 56,9 kg para la mujer de referencia.

3. RESULTADOS

Los estudios de biodistribución fueron realizados por la división de radiofarmacia de la CNEA bajo la dirección del Dr. José Luis Crudo. Estos datos permitieron la estimación de los coeficientes de actividad inyectada por gramo de tejido (AI/g). Los datos de % AI /g del ^{177}Lu-EDTMP, el ^{177}Lu-DOTMP, ^{177}Lu-p-SCN-Bz-DTPA-AcMo anti CD20, ^{177}Lu- DOTA-His2-MG y ^{177}Lu-DOTA-SP en los órganos del ratón NIH se muestran en las figura 1, 2 y 3.

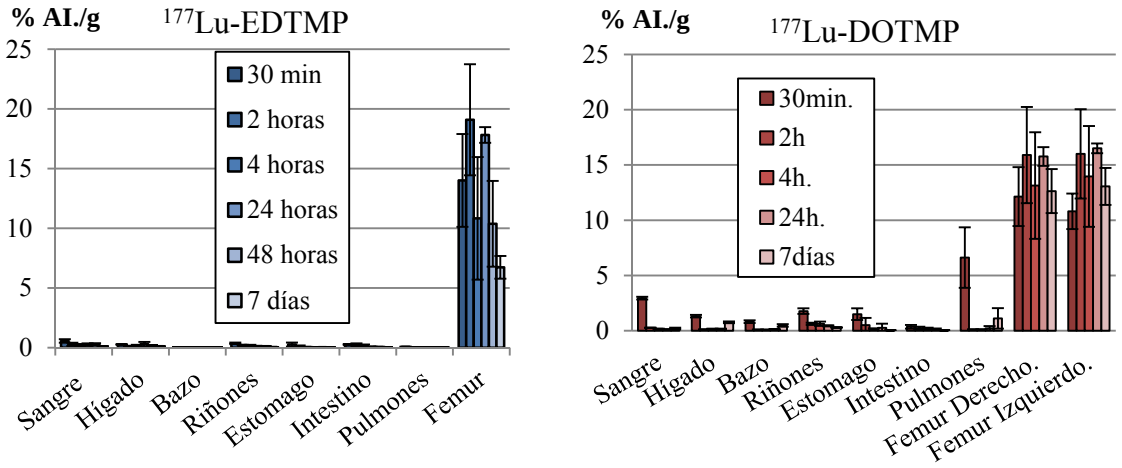


Figura 1. Datos de biodistribución en ratón NIH para el ^{177}Lu-EDTMP (izquierda) y el ^{177}Lu-DOTMP (derecha)

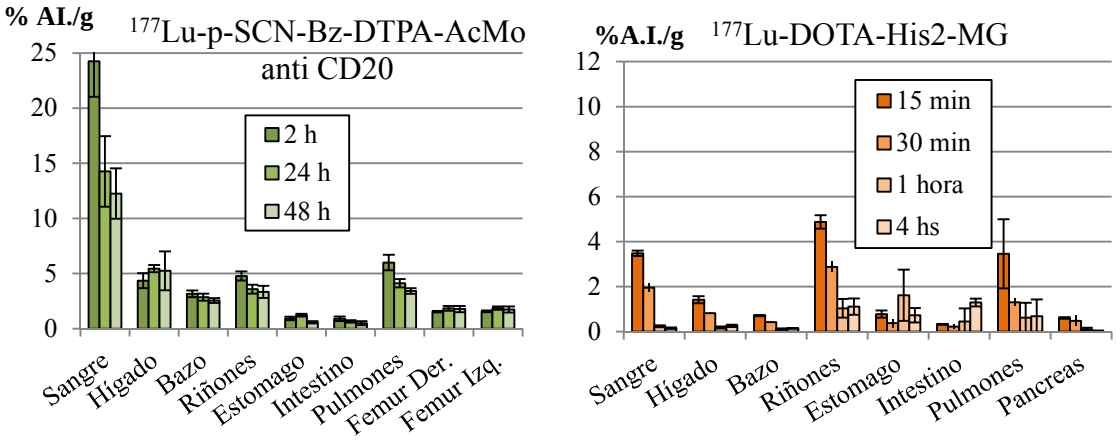


Figura 2. Datos de biodistribución en ratón NIH para el ^{177}Lu-p-SCN-Bz-DTPA-AcMo anti CD20 (izquierda) y el ^{177}Lu-DOTA-His2-MG (derecha)

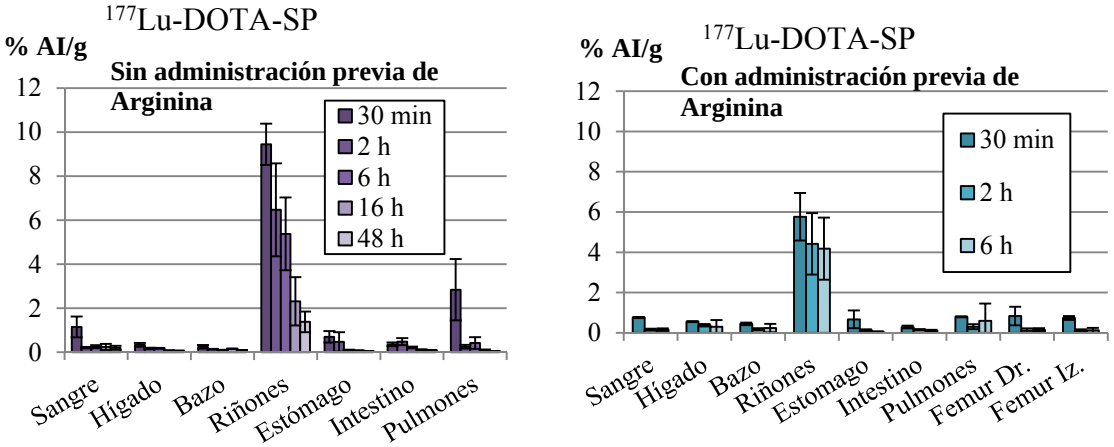


Figura 3. Datos de biodistribución en ratón NIH para el ^{177}Lu-DOTA-SP con (derecha) y sin administración previa de arginina (izquierda).

Las dosis absorbidas para los diferentes órganos del ratón NIH y para los diferentes órganos de los modelos humanos por unidad de actividad inyectada de los radiofármacos ^{177}Lu-EDTMP, el ^{177}Lu-DOTMP, ^{177}Lu-p-SCN-Bz-DTPA-AcMo anti CD20, ^{177}Lu- DOTA-His2-MG y ^{177}Lu-DOTA-SP se muestran en las figuras 4, 5 y 6.

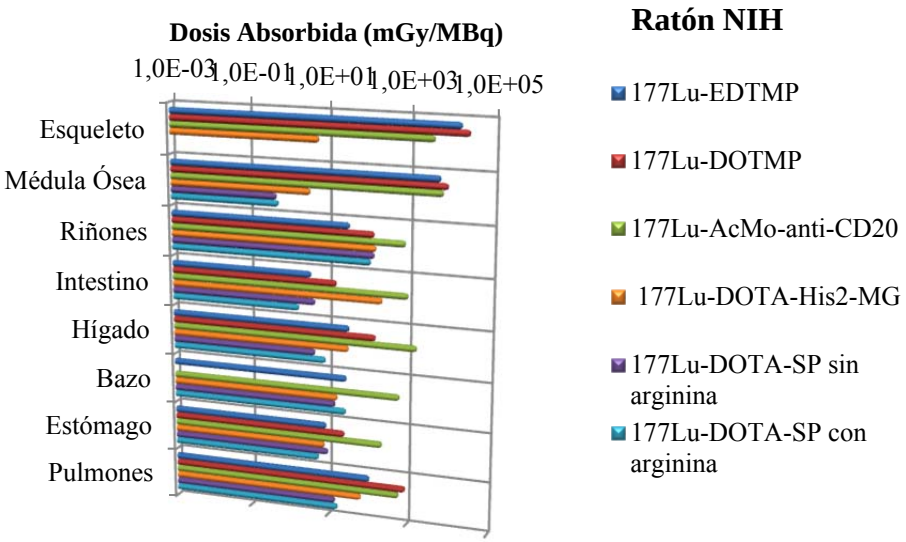


Figura 4. Dosis absorbida por unidad de actividad inyectada de ^{177}Lu-EDTMP, ^{177}Lu-DOTMP, ^{177}Lu-p-SCN-Bz-DTPA-AcMo anti CD20, ^{177}Lu- DOTA-His2-MG, ^{177}Lu-DOTA-SP con y sin tratamiento previo de arginina en los diferentes órganos del ratón NIH

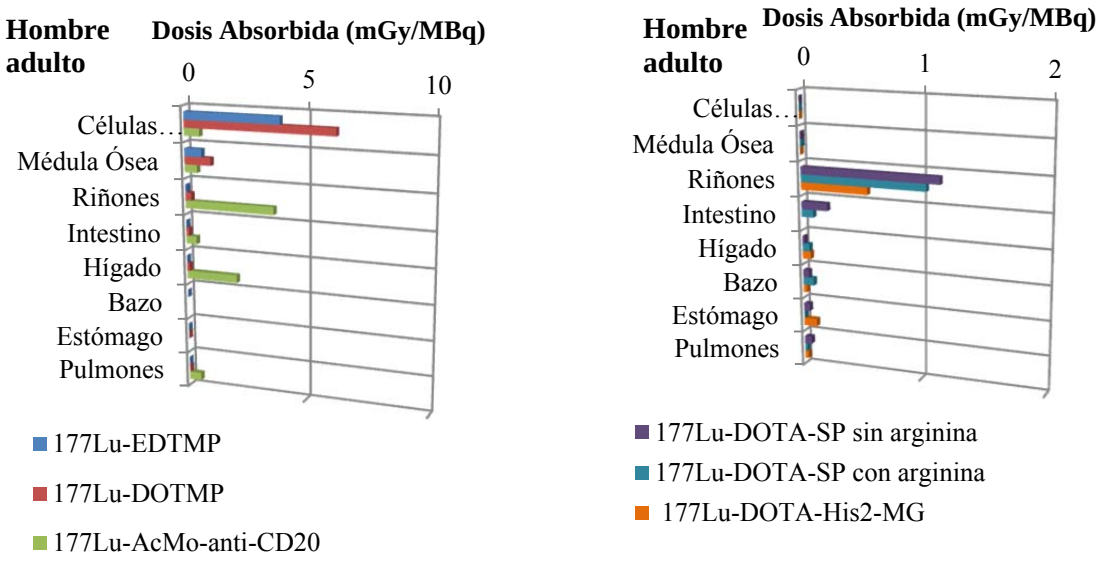


Figura 5. Dosis absorbida por unidad de actividad inyectada de ^{177}Lu-EDTMP, ^{177}Lu-DOTMP, ^{177}Lu-p-SCN-Bz-DTPA-AcMo anti CD20 (izquierda) y ^{177}Lu- DOTA-His2-MG, ^{177}Lu-DOTA-SP con y sin tratamiento previo de arginina (derecha) en los diferentes órganos del hombre adulto

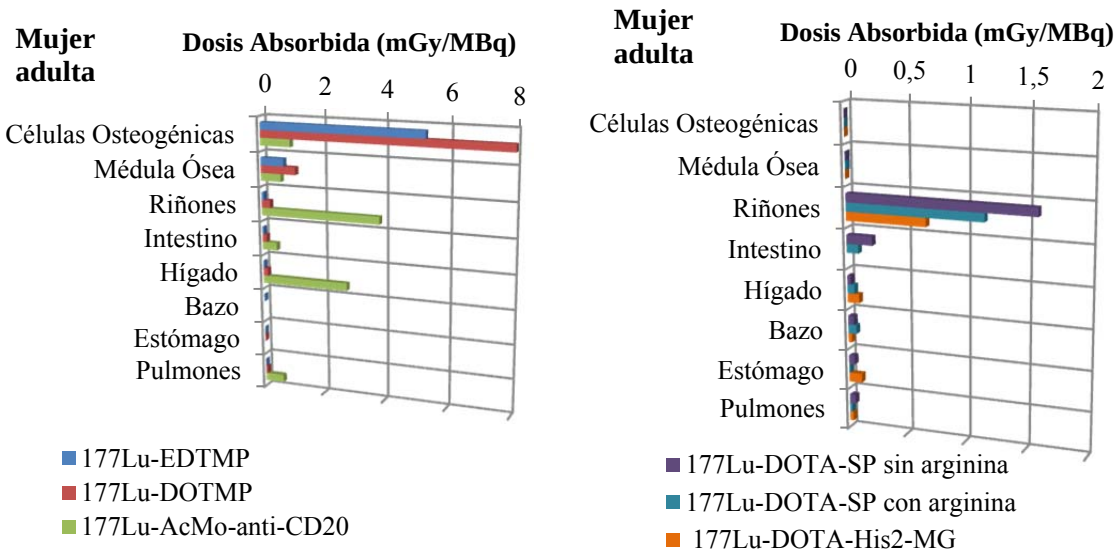


Figura 6. Dosis absorbida por unidad de actividad inyectada de ^{177}Lu-EDTMP, ^{177}Lu-DOTMP, ^{177}Lu-p-SCN-Bz-DTPA-AcMo anti CD20 (izquierda) y ^{177}Lu- DOTA-His2-MG, ^{177}Lu-DOTA-SP con y sin tratamiento previo de arginina (derecha) en los diferentes órganos de la mujer adulta

En la tabla 1 se presenta para cada uno de los radiofármacos evaluados el órgano crítico.

Tabla 1. Órganos críticos para los diferentes radiofármacos bajo estudio

RADIOFÁRMACO EVALUADO	ÓRGANO CRÍTICO
^{177}Lu-EDTMP	Médula ósea
^{177}Lu-DOTMP	Médula ósea
^{177}Lu-p-SCN-Bz-DTPA-AcMo-anti-CD20	Médula ósea
^{177}Lu- DOTA-His2-MG	Riñón
^{177}Lu-DOTA-SP	Riñón
^{177}Lu-DOTA-SP con administración previa de arginina	Riñón

Las actividades "máximas" (MAT) que se pueden administrar a pacientes de referencia, sin exceder el máximo de tolerancia de los órganos críticos identificados para cada uno de los radiofármacos evaluados, se presentan en la tabla 2.

Tabla 2. Máxima actividad tolerada de los diferentes radiofármacos bajo estudio en adultos humanos de referencia

Modelos de Referencia Humanos	Máxima Actividad Tolerada (MBq/kg)					
	^{177}Lu-EDTMP	^{177}Lu-DOTMP	^{177}Lu-AcMo-anti-CD20	^{177}Lu-DOTA-His2-MG	^{177}Lu-DOTA-SP sin arg.	^{177}Lu-DOTA-SP con arg.
Hombre	3,7E+01	2,5E+01	5,2E+01	4,9E+02	1,7E+02	2,3E+02
Mujer	4,6E+01	3,1E+01	5,3E+01	5,2E+02	3,1E+02	3,4E+02

3.1 ^{177}Lu-EDTMP y ^{177}Lu-DOTMP

Tanto el ^{177}Lu-EDTMP como el ^{177}Lu-DOTMP presentan en el ratón NIH una captación selectiva en hueso, una rápida eliminación de la sangre y una absorción insignificante en los tejidos no-esqueléticos.

Los estudios dosimétricos muestran que para estos dos radiofármacos, las células osteogénicas reciben la dosis más alta tanto en el ratón como en el hombre y la mujer de referencia. Ambos radiofármacos exhiben valores similares de dosis, sin embargo el ^{177}Lu-DOTMP presenta una dosis ligeramente mayor en las células osteogénicas y médula ósea. La toxicidad en médula ósea representa el factor limitante en la terapia con estos dos radiofármacos.

3.2 ^{177}Lu-p-SCN-Bz-DTPA-AcMo anti CD20

Se determina que el tejido con más nivel de captación y retención del radiofármaco ^{177}Lu-p-SCN-Bz-DTPA-AcMo anti CD20 es la sangre. También se detecta que otros órganos de interés que pueden presentar una captación del radiofármaco son el riñón, el hígado y los pulmones.

Los estudios dosimétricos en ratones NIH y su extrapolación a humanos fueron los primeros en ser realizados con este producto en el mundo entero. Dichos estudios permitieron determinar que los órganos sanos que recibe la mayor dosis en un eventual uso clínico del radiofármaco ^{177}Lu-p-SCN-Bz-DTPA-AcMo anti CD20, administrado por vía intravenosa, son: los riñones, el hígado y la médula ósea. La dosis en la médula se debe fundamentalmente a la retención del radiofármaco en sangre. Utilizando los coeficientes de dosis obtenidos para los diferentes órganos y debido a que la dosis umbral en médula es menor que en los otros órganos [14], se encontró que el órgano crítico en este tipo de terapia es la médula ósea.

3.3 ^{177}Lu-DOTA-His2-MG y ^{177}Lu-DOTA-SP

El radiofármaco ^{177}Lu-DOTA-SP se estudió en dos situaciones, que implicaban la administración o ausencia del aminoácido arginina previo a la inyección del radiofármaco. La administración de arginina se hizo partiendo de información bibliográfica que indicaban una posible disminución de la captación renal del radiofármaco.

El riñón es el órgano que presenta la mayor retención de los radiofármacos ^{177}Lu-DOTA-His2-MG y el ^{177}Lu-DOTA-SP en las dos situaciones (con y sin administración previa de Arginina), sin embargo, se evidencia que la retención en el riñón en el caso del ^{177}Lu-DOTA-SP es menor en el caso de administración previa de arginina.

Si bien el órgano que presenta una mayor retención de los radiofármacos ^{177}Lu-DOTA-His2-MG y el ^{177}Lu-DOTA-SP (con y sin administración previa de Arginina) es el riñón, se observa que, los tres radiofármacos, presentan una rápida depuración sanguínea y excreción renal, y una absorción insignificante en otros tejidos.

Se puede observar que para estos radiofármacos, la dosis depositada en los riñones tanto del ratón, como la estimada en los modelos humanos, es significativamente más grande que para el resto de los órganos. Sin embargo, en el caso del ^{177}Lu-DOTA-SP, la dosis en los riñones resulta ser ligeramente menor en el caso de la administración previa de arginina. Se evidencia entonces el efecto protector renal de la arginina, la cual se estima que reduce la dosis en riñón del 10 al 27%. Además, la administración previa de éste aminoácido a la inyección de ^{177}Lu-DOTA-SP permite aumentar la cantidad de actividad suministrada al paciente, lo que posibilita entregar más dosis en el tumor**.**

El factor limitante que puede presentar el tratamiento con estos tres radiofármacos es la radiotoxicidad renal.

4. CONCLUSIONES

El ^{177}Lu-EDTMP y el ^{177}Lu-DOTMP son candidatos prometedores para el tratamiento paliativo de las metástasis óseas ya que presenta una captación selectiva en el hueso, una rápida eliminación de la sangre y una absorción insignificante en los tejidos no-esqueléticos.

^{177}Lu-DOTA-p-SCN-Bz-DTPA-AcMo-anti-CD20 presenta una biodistribución y dosimetría similar a los radiofármacos actualmente aprobados en el tratamiento del Linfoma No Hodgking y por lo tanto se postula como una clara alternativa en este tipo de terapia.

El ^{177}Lu-DOTA-MG y el ^{177}Lu-DOTA-SP podrían ser usados en PRRT (Peptide Receptor Radionuclide Therapy) para el tratamiento de diversos tipos de tumores entre los que se encuentran los gastroenteropancreáticos y neuroendócrinos, ya que los estudios dosimétricos estiman que serán seguros en humanos.

El estudio de extrapolación a humanos, permitió estimar las dosis en órganos y la máxima actividad que se puede inyectar sin causar mielotoxicidad en el caso del ^{177}Lu-EDTMP, el ^{177}Lu-DOTMP y el ^{177}Lu-DOTA-p-SCN-Bz-DTPA-AcMo-anti-CD20; o sin causar toxicidad renal en el caso del ^{177}Lu-DOTA-MG y el ^{177}Lu-DOTA-SP.

Los estudios dosimétricos de los radiofármacos: ^{177}Lu-EDTMP, ^{177}Lu-DOTMP, ^{177}Lu-p-SCN-Bz-DTPA-AcMo-anti-CD20, ^{177}Lu-DOTA-MG y ^{177}Lu-DOTA-SP permitieron identificar en humanos los órganos sanos de mayor riesgo y la estimación de la actividad máxima que se le puede administrar a un paciente sin exceder el umbral de radiotoxicidad de los órganos críticos.

Finalmente, los resultados dosimétricos analizados en este trabajo contribuyen de manera positiva en la etapa de estudios pre-clínicos de estos radiofármacos producidos localmente, constituyendo los antecedentes necesarios para pasar a la etapa siguiente de estudios clínicos. La estimación de la actividad a administrar al paciente podrá ser tomada en cuenta en la determinación de los parámetros de tratamiento más adecuados, que posibilitan una mayor protección a los órganos sanos, evitando exceder el umbral radiotoxicológico de estos y por lo tanto garantizando la protección radiológica de los pacientes.

5. REFERENCIAS

[1] International Atomic Energy Agency. “Comparative Evaluation of Therapeutic Radiopharmaceuticals”. Technical Reports Series No. 458. Vienna, 2007.

[2] Das T., Chakraborty S., Unni, P.R., Banerjee S., Samuel G., Sarma, H.D. *et al*., “^{177}Lu-labeled cyclic polyaminophosphonates as potential agents for bone pain palliation”. *Applied Radiation and Isotopes*. **57**: 177–184, 2002.

[3] Crudo J.L., Nevares N.N., López Bularte A.C., Trotta M., Zapata A.M., Pérez J.H., Alfaro Agüero P., Puerta Yepes N., Gossio S., Rojo A. M., Michelin S., **"**Avances en la evaluación preclínica y dosimétrica de ^{177}Lu-DTPA-SCN-Rituximab® de uso potencial en radioinmunoterapia de Linfoma no Hodgkin*", Revista de la Asociación Argentina de Biología y Medicina Nuclear*, **vol 5** nº 3; 90-98, 2014.

[4] Puerta N., Rojo A., Crudo J., Zapata A., Nevares N., López Bularte A., Perez J., Zaretzky A. "Internal dose assessment of ^{177}Lu-DOTA-SP for quantification of arginine renal protection effect", *13th International Radiation Protection Association (IRPA) Congress*, Poster, 2012.

[5] Puerta Yepes, N., Pérez J. H., Nevares N.N., Zapata M., López Bularte A. C., Rojo A. M., Gossio S., Crudo J. L., "Estudio Biocinético y dosimétrico de un kit de producción local de ^{177}Lu-EDTMP para su uso como agente paliativo del dolor". *Alasbimn Journal* **13** (53), ISSN: 0717 – 4055, 2011.

[6] Puerta Yepes, N., López Bularte, A.C., Nevares, N., Zapata, M., Pérez, J.H., Rojo, A.M. and Crudo, J.L, "Dosimetric studies in normal mice of ^{177}Lu-DOTA-SP and ^{177}Lu-DOTA-His2-MG". *Nuclear Medicine and Biology* **37** (6): 2010 .

[7] Nevares, N., López Bularte A., Puerta Yepes N., Zapata M., Pérez J., Rojo A. M., Crudo J. L.,"Ensayos in-vitro e in-vivo del péptido marcado ^{177}Lu-DOTA-Sustancia P y evaluación de los cálculos dosimétricos en la etapa preclínica" *Alasbimn Journal* **01**, 2010.

[8] Bolch, W. E., Eckerman, K. F., Sgouros, G., Thomas, S. R., "MIRD Pamphlet No. 21: A Generalized Schema for Radiopharmaceutical Dosimetry—Standardization of Nomenclature", *J Nucl Med*, vol. **50**: 477-484, 2009.

[9] Loevinger, R., Budinger, T., Watson, E., "MIRD Primer for Absorbed Dose Calculations", *Society of Nuclear Medicine*, Universidad de Michigan, 1988.

[10] Villarreal, Y., *Dosimetría Interna Aplicada a Fármacos Marcados con ^{177}Lu*, Universidad Nacional de Cuyo, Instituto Balseiro, Bariloche, 2007.

[11] Larsson, E., Strand, S., Ljungberg, M., Jönsson, B., "Mouse S-Factors based on Monte Carlo Simulations in the Anatomical Realistic Moby Phantom for Internal Dosimetry", *Cancer Biotherapy & Radiopharmaceuticals*, vol. **22**, Mar. 2007, 438-442.

[12] Stabin, M. G., *Fundamentals of Nuclear Medicine Dosimetry*, Springer, 2008.

[13] OLINDA/EXM® (Organ Level INternal Dose Assessment/EXponential Modeling). Radiation Dose Assessment Software Application (FDA Approved) Dose calculations and kinetic modeling for radiopharmaceuticals.

[14] Emami, B., Lyman, J., Brown, A., Coia, L., Goiten, M., Munzenrider, J., Shank, B., Solin, L. J., Wesson, M., "Tolerance of normal Tissue to terapeutic irradiation", *Int. J. Radiation Oncology Biol. Phys*., vol. **21**, May 1991, 109-122.

Construcción de una curva de calibración común para la técnica de Condensación Prematura de Cromosomas químicamente inducida (PCC-r) en el marco de la Red Latinoamericana de Dosimetría Biológica (LBDNet)

Radl, A.; Romero, I.; Taja, M.R.; Lamadrid, A.I.; González, J.E.; Mandina, T.; García, O.; Seoane, A.; De Luca, J.; Stuck Oliveira, A.M.; Valdivia, P.; Guerrero Carbajal, C.; Arceo Maldonado, C.; Cortina Ramírez, G.E.; Espinoza, M.; Oliveros, N.; Martínez-López, W.; Di Tomaso, M.V. y Di Giorgio, M.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 de abril de 2015

Red Latinoamericana de Dosimetría Biológica - LBDNet

[1] Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) Argentina; [2]Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR) Cuba; [3]Instituto de Radioproteccion y Dosimetría (IRD) Brasil; [4] Comision Chilena de Energía Nuclear (CCHEN) Chile; [5] Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) Méjico; [6] Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN) Perú; [7] Universidad Nacional Mayor de San Marcos (UNMSM) Perú; [8] Autoridad Reguladora Nuclear en Radioprotección., Inst. de Inv. Biolog. C.Estable Uruguay; [9]Fac. de Cs Veterinarias, Universidad Nacional de La Plata-CONICET, Argentina

Construcción de una curva de calibración común para la técnica de Condensación Prematura de Cromosomas químicamente inducida (PCC-r) en el marco de la Red Latinoamericana de Dosimetría Biológica (LBDNet)

[1] Radl, A; [2]I. Romero, [1]M. R. Taja, [2] A. I. Lamadrid, [2]J. E. González, [2]T. Mandina, [2]O. García, [9]A. Seoane, [9]J De Luca, [3] A. M. Stuck Oliveira, [4]P. Valdivia, [5] C. Guerrero Carbajal, [5] C. Arceo Maldonado, [5] G. E. Cortina Ramírez, [6] M. Espinoza, [7]N Oliveros, [8] W. Martínez-López, [8] M. V. Di Tomaso y [1] M. Di Giorgio

Autoridad Regulatoria Nuclear – LBDNet

INTRODUCCIÓN

Las exposiciones a altas dosis de radiación requieren una rápida estimación dosimétrica a fin de proporcionar al médico los datos para un tratamiento médico temprano. En estos escenarios, PCC-r permite superar las limitaciones de la técnica de citogenética convencional: a) linfopenia debida a la muerte celular, b) detención radioinducida del ciclo celular y c) saturación de la producción de dicéntricos.

A fin de fortalecer la capacidad de respuesta en situaciones accidentales que involucren altas dosis de radiación (> 5 Gy) y requieran la activación de mecanismos de asistencia mutua, se construyó una curva de calibración común entre los laboratorios de la LBDNet para la técnica de PCC-r mediante dos ejercicios:

- Construcción de una curva de calibración a partir de muestras irradiadas in vitro con una fuente de ^{60}Co, con dosis de: 0; 5; 7; 10; 15 y 20 Gy.
- Construcción de una curva de calibración sobre 6 sets de imágenes digitales obtenidas a partir de muestras irradiadas *in vitro* con una fuente de ^{60}Co, con dosis de: 0; 5; 7,5; 10; 15 y 20 Gy.

OBJETIVO

Elaborar una curva dosis-respuesta común para la técnica de PCC-r entre los laboratorios de Dosimetría Biológica de la LBDNet

MATERIALES Y MÉTODOS

Construcción de una curva de calibración a partir de muestras de sangre irradiadas *in vitro*.

❖ Irradiación *in vitro* de 6 muestras de sangre venosa en el Centro Regional Referencia para Dosimetría de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA), con una fuente de ^{60}Co (tasa de dosis: 0,5 Gy/min), en aire, en condiciones de equilibrio electrónico

❖ El procesamiento de las muestras en el laboratorio de Dosimetría Biológica de la ARN según la figura 1

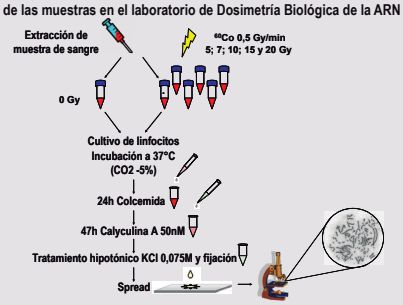


Figura 1: Procedimiento de Ensayo para la técnica de PCC-r

❖ Distribución de las láminas a los laboratorios de la LBDNet

Construcción de una curva de calibración analizando seis sets de imágenes digitales obtenidas a partir de muestras irradiadas *in vitro*.

❖ Los 6 sets de imágenes digitales (1000/dosis) se generaron en el laboratorio de Dosimetría Biológica del Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR) de Cuba siguiendo el procedimiento que se esquematiza en la figura 1.

❖ Las imágenes de células control e irradiadas con dosis de 5, 7.5, 10, 15 y 20 Gy (^{60}Co) fueron codificadas y distribuidas a los participantes durante la Reunión de la LBDNet que se realizó en Argentina en Noviembre de 2013. El ejercicio se activó en Enero de 2014.

Criterios armonizados durante las reuniones y talleres de la LBDNet para la selección de células PCC e identificación de anillos.

Criterio de no aceptación de células (Figura 2).

✓Cuando el número de cromosomas está incompleto (se hace una rápida estimación visual), sin contar los fragmentos cromosómicos)
✓Cuando los fragmentos cromosómicos se encuentren muy superpuestos dificultando el análisis.
✓Cuando existan artefactos sobre las células.
✓Cuando se observe escasa condensación de la cromatina.
✓Cuando los fragmentos se observen desenfocados.
✓Cuando los fragmentos posean mala morfología.

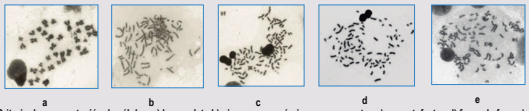


Figura 2: Criterio de no aceptación de células, a) Incompleta b) piezas cromosómicas superpuestas c) con artefactos d) fuera de foco e) mala morfología

Criterio de selección e identificación de anillos.

✓ Se consideran anillos a fragmentos con forma real de anillo y a círculos cuyo diámetro sea 2 veces mayor que el ancho del fragmento PCC, Figura 3.

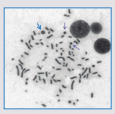


Figura 3. Se observan 3 Anillos (2 circulares sin luz, flechas azules).

Criterio de identificación de anillos:

Cuando en una célula haya:		Se cuenta:
1 anillo	Simple cromátida (○, ∞)	✓ 1 anillo en cada caso
	Doble cromátida (◎, ⊘)	
2 anillos	Simple cromátida, igual tamaño i. ○ + ○ ii. ○ + ○ iii. ○ + ∞ iv. ∞ + ∞	✓ 1 anillo en cada caso
2 ó más anillos	Simple cromátida, diferente tamaño ○ + ○	✓ Se cuenta individualmente cada anillo. En este ejemplo se cuentan 2 anillos.
	Doble cromátida con igual ó diferente tamaño i. ◎ + ◎ ii. ◎ + ◎ iii. ⊘ + ⊘ iv. ⊘ + ⊘	✓ Se cuenta individualmente cada anillo. En este ejemplo se cuentan 2 anillos (en cada caso).

Cuantificación de células PCC por punto de dosis

✓ El primer ejercicio se realizó analizando láminas, se evaluaron 1000 a 1500 células PCC por punto de dosis (500 células PCC por laboratorio).
✓ El segundo ejercicio se realizó analizando imágenes digitales en dos etapas:

1) Cada laboratorio evaluó 500 células PCC/dosis o la cantidad necesaria para obtener 100 anillos, sin analizar el número total de imágenes que contenía el set.
2) Cada laboratorio concluyó con el análisis de la lectura del set completo de imágenes por punto de dosis

Análisis Estadístico

❖ Se aplicó la metodología z-score para evaluar el desempeño de los laboratorios en relación a las frecuencias reportadas por los laboratorios para cada una de las dosis, utilizando la media robusta y la desviación estándar robusta. Los valores de $|z| \leq 2$ se consideran satisfactorios, entre 2 y 3 cuestionables, y ≥ 3 insatisfactorios

❖ El ajuste de la curva dosis respuesta se realizó mediante el programa Dose Estimate (Health Protection Agency) y el programa PIRLS (Poisson Iteratively Reweighted Least Square-ARN).

RESULTADOS

1) Construcción de una curva de calibración dosis respuesta común, a partir de láminas (Gráfico 1 y 2)

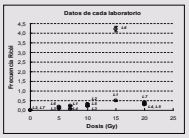


Gráfico 1. Frecuencia de anillos PCC Vs. Dosis física

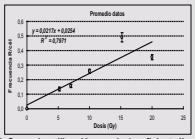


Gráfico 2. Curva de calibración común (coeficiente lineal: 0,0217)

❖ Este ejercicio permitió evaluar el desempeño de los participantes en el recuento de células PCC sobre láminas y ajustar los criterios de recuento de las aberraciones cromosómicas (anillos) en las distintas fases del ciclo celular

2) Construcción de una curva de calibración a partir de imágenes digitales

❖ Los gráficos 3, 4 y 5 representan los datos obtenidos con el análisis parcial del set de imágenes (500 células PCC o 100 anillos). Etapa 1:

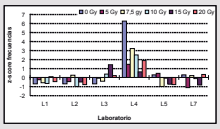


Gráfico 3. z-score de las frecuencias en función de la dosis física para los laboratorios participantes

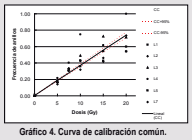


Gráfico 4. Curva de calibración común. Metodología de ajuste Dose Estimate
y = (0,0369 ± 0,0007)D + (0,0031 ± 0,0003)

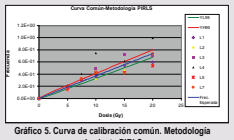


Gráfico 5. Curva de calibración común. Metodología de ajuste PIRLS
y = (0,0369 ± 0,0007)D + (0,0031 ± 0,0003)

✓Los resultados muestran que existe una tendencia de los laboratorios a leer de forma consistente.
✓Los laboratorios L1, L2, L3, L5 y L7 resultaron satisfactorios en todos los puntos de dosis.

❖ Los gráficos 6 y 7 representan los datos obtenidos con el análisis de la lectura del set completo de imágenes por punto de dosis y criterios de recuento revisados y ajustados con pautas más restrictivas. Etapa 2:

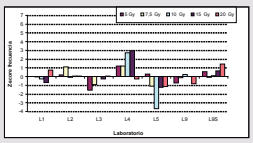


Gráfico 6. z-score de las frecuencias en función de la dosis física para los laboratorios participantes

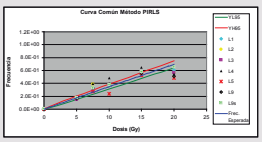


Gráfico 7. Curva de calibración común. Metodología de ajuste PIRLS
y = (0,0347 ± 0,0003)D + (0,0010 ± 0,0004)

En las tablas se muestran el desvío estándar robusto (S*), la media robusta (X*) y el coeficiente de variación (CV) de cada punto de dosis obtenido del análisis de imágenes de células PCC en ambas etapas de análisis

CRITERIOS DE RECUENTO ETAPA 1			
dosis	S*	X*	CV
5 Gy	0.030	0.174	17.35
7,5 Gy	0.024	0.335	7.26
10 Gy	0.123	0.442	27.91
15 Gy	0.136	0.532	26.04
20 Gy	0.171	0.679	25.24

CRITERIOS DE RECUENTO ETAPA 2			
dosis	S*	X*	CV
5 Gy	0.013	0.173	7.77
7,5 Gy	0.053	0.333	15.91
10 Gy	0.038	0.378	10.04
15 Gy	0.029	0.558	5.22
20 Gy	0.003	0.561	11.28

✓Los resultados muestran que existe una tendencia de los laboratorios a leer de forma consistente. La comparación de los coeficientes de variación (CV) de ambas etapas, refleja que la etapa 2 presenta una menor dispersión de los resultados obtenidos, al aplicar el criterio más restrictivo e incrementar el número de células PCC analizadas.

CONCLUSIONES

Los resultados obtenidos aplicando los criterios de recuento descriptos demuestran que es posible realizar una curva de calibración común para la técnica de PCC entre los laboratorios de la red.
El primer ejercicio realizado sobre láminas permitió afianzar la metodología de recuento de células PCC y la identificación de anillos, en cada uno de los laboratorios de la Red. El segundo ejercicio en su primera etapa mostró la necesidad de aumentar el número de imágenes a analizar y de restringir el criterio de identificación de anillos PCC, acciones realizadas en la segunda etapa. La comparación del análisis de imágenes en ambas etapas demostró una menor dispersión de los resultados obtenidos por los laboratorios aplicando el criterio restrictivo y el incremento de número de células PCC analizadas. Sin embargo, la aplicación de este criterio condujo a una saturación de la curva de calibración para dosis mayores de 15 Gy, probablemente debida a la selección de los anillos producto del intercambio cromosómico.
Contar con una curva dosis-respuesta utilizando imágenes digitales permite a aquellos laboratorios de la región que aún no han implementado la técnica de PCC-r la capacidad de realizar el recuento de PCC-r y la correspondiente estimación disimétrica a fin de brindar soporte en situaciones accidentales que involucran altas dosis de radiación y requieren la activación de los mecanismos de asistencia mutua.
La decisión de la Red de desarrollar una curva de calibración común basada en imágenes digitales transmitidas electrónicamente tiene como ventaja la posibilidad de aumentar el tiempo de respuesta sumando la capacidad operativa de todos los laboratorios de la Red, aún de aquellos que no cuentan al momento con la técnica de PCC-r puesta a punto.

Ejercicio de Intercomparación en Dosimetría Biológica mediante el ensayo de Aberraciones Cromosómicas Inestables (ACI) con criterio triage: Metodologías de recuento, tiempo de análisis y categorización de víctimas

Radl, A.; Sapienza, C.; Taja, M.R.; Deminge, M.;
Fernández Rearte, J. y Di Giorgio, M.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 abril de 2015

EJERCICIO DE INTERCOMPARACIÓN EN DOSIMETRÍA BIOLÓGICA MEDIANTE EL ENSAYO DE ABERRACIONES CROMOSÓMICAS INESTABLES (ACI) CON CRITERIO TRIAGE: METODOLOGÍAS DE RECUENTO, TIEMPO DE ANÁLISIS Y CATEGORIZACIÓN DE VÍCTIMAS

Radl, A.; Sapienza, C.; Taja, M.R.; Deminge, M.; Fernández Rearte, J. y Di Giorgio, M.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

El ensayo de aberraciones cromosómicas inestables (ACI: dicéntricos y anillos) es utilizado para determinar dosis absorbida a cuerpo entero a fin de guiar el tratamiento médico en accidentes radiológicos con víctimas múltiples. El recuento con criterio de triage (reducción del número de células analizadas) permite una disminución en el tiempo de análisis permitiendo la clasificación de las víctimas en rangos de dosis de importancia clínica: <1 Gy; 1-2 Gy; 2-4 Gy; 4-6 Gy; >6 Gy

El Laboratorio de Dosimetría Biológica (LDB) de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) participó en un ejercicio de intercomparación internacional organizada por el Ministerio de Salud de Canadá cuyo objetivo fue la determinación de la dosis absorbida correspondiente a muestras de sangre venosa irradiadas ex vivo en 10 puntos de dosis con una fuente de Rayos X y transportadas al LDB según la normativa internacional (OMS-IATA). El análisis de las muestras se llevó a cabo mediante dos metodologías:

Metodología 1: Modo Convencional

a) Análisis de recuento de ACI mediante observación directa. Se analizaron 10, 20 y 50 metafases o 30 dicéntricos+anillos registrando el tiempo de análisis. b) Aplicando el mismo criterio que en a) pero mediante un sistema de microscopía con localización y captura automatizada de metafases.

Metodología 2: Modo rápido (Quick Scan).

Análisis de 10, 20 y 50 metafases o 30 dicéntricos+ anillos (sin recuento de centrómeros en cada metafase). El análisis se llevó a cabo en alta magnificación (100 X) en un tiempo menor a 20 segundos por cada metafase.

En el presente trabajo se evalúa el desempeño del LDB en la determinación de la dosis absorbida y se discuten las ventajas de ambas metodologías de recuento aplicadas, a fin de disminuir el tiempo de análisis y brindar una categorización de las víctimas para guiar un tratamiento médico apropiado.

1. INTRODUCCIÓN

El objetivo de la Dosimetría Biológica (DB) es la estimación de la dosis absorbida de personas presunta o comprobadamente sobreexpuestas a radiaciones ionizantes, mediante la cuantificación de aberraciones cromosómicas inestables (ACI: dicéntricos y anillos) a partir de muestras

biológicas. Esta dosimetría constituye un soporte necesario de los programas de Protección Radiológica Nacionales y de los Sistemas de Respuesta en Emergencias Radiológicas o Nucleares, complementando las estimaciones dosimétricas realizadas por métodos físicos y clínicos, los cuales, permiten guiar y establecer el tratamiento médico más apropiado.

Las muestras biológicas requeridas para realizar dicha dosimetría son provenientes de sangre periférica, a partir de las cuales se efectúan cultivos celulares a fin de obtener una población representativa de un tipo celular, los linfocitos, que expresan el daño cromosómico radioinducido durante la división celular (estadío de metafase).

La estimación de dosis mediante el análisis de dicéntricos y anillos en un total de 500 a 1000 metafases evaluadas por muestra, requiere tiempo prolongado de análisis así como también, operadores experimentados. Consecuentemente, constituye una metodología laboriosa en caso de escenarios de sobreexposición con victimas múltiples, donde el riesgo de desarrollo de un Síndrome Agudo de Radiación (SAR) necesita ser rápidamente evaluado para la determinación de un tratamiento médico adecuado. Sin embargo, el recuento con criterio de triage (reducción del número de células analizadas) proporciona una disminución en el tiempo de análisis permitiendo la clasificación de las víctimas en rangos de dosis de importancia clínica: <1 Gy; 1-2 Gy; 2-4 Gy; 4-6 Gy; > 6Gy. Realizando el análisis de un número significativamente menor de metafases (50) se incrementa el umbral del límite de detección de la metodología de 0,1 Gy a 1-2 Gy (Wilkins 2011). A pesar de esta limitación, este criterio permite identificar aquellas personas con dosis superiores a 1-2 Gy que representa la dosis umbral de mielotoxicidad de la forma hematológica del SAR y por lo tanto permitirá una aproximación adecuada para guiar el tratamiento médico.

A fin de brindar soporte en caso de accidentes radiológicos y nucleares en donde el número de víctimas potencialmente expuestas supera la capacidad de respuesta de los laboratorios locales, es necesario contar con procedimientos técnicos armonizados y consensuados, la participación en ejercicios de intercomparación periódicos y la asistencia mutua entre los laboratorios pertenecientes a redes regionales e internacionales de DB. En tal sentido, el LDB participa regularmente en ejercicios de intercomparación con las mencionadas redes para las distintas técnicas citogenéticas a fin de fortalecer las capacidades operativas del laboratorio en distintos escenarios de sobreexposición.

2. OBJETIVO

El objetivo del presente trabajo es evaluar el desempeño del LDB en la participación de un ejercicio de intercomparación internacional de dosimetría biológica cuya organización estuvo a cargo del Ministerio de Salud de Canadá. Siendo el objetivo de dicho ejercicio la determinación de la dosis absorbida correspondiente a muestras de sangre venosa irradiadas *ex vivo* en 10 puntos de dosis con una fuente de Rayos X, mediante la aplicación de dos metodologías de análisis: Modo Convencional y Modo rápido (Quick Scan). Asimismo, se discuten las ventajas de las metodologías mencionadas para su aplicación en el triage citogenético.

3. MATERIALES Y MÉTODOS

3.1. Irradiación y envío de las muestras

El ejercicio se realizó a partir de 10 muestras de sangre venosa provenientes de 10 donantes diferentes cuya extracción estuvo a cargo del Ministerio de Salud de Canadá. Las muestras fueron irradiadas *ex vivo* con una fuente de Rayos X (252 kVp – 15 mA) en 10 puntos de dosis utilizando un Irradiador Biológico X-RAD, calibrado por el Consejo de Investigación Nacional

del Gobierno de Canadá. Los puntos de dosis solo fueron conocidos por el proveedor del ensayo y estos fueron informados a los participantes una vez finalizado el ejercicio.

El Ministerio de Salud de Canadá envió al LDB de la ARN de Argentina las muestras irradiadas, a través de un Courier especializado en transporte de materiales biológicos según la normativa nacional e internacional. Estas sustancias, clasificación 6.2 “Sustancias Infecciosas”, categoría B UN 3373; fueron transportadas acorde con el Embalaje PI 650. Las muestras se recibieron satisfactoriamente cumpliendo con los requisitos de transporte y envío de muestras biológicas descriptos en General Guidelines for safe and Expeditious International Transport of Samples Subjected to Biological Dosimetry (Di Giorgio et ál. 2014).

3.2. Procesamiento de las muestras

Los cultivos celulares se llevaron a cabo de acuerdo al procedimiento de ensayo acreditado del LDB bajo Norma ISO 17025:2005, 19238:2014 y estándares internacionales:

A partir de las muestras de sangre entera se desarrollaron cultivos de linfocitos estimulados *in vitro* a proliferación mitótica con fitohemaglutinina.

Cada cultivo se llevó a cabo en un frasco plástico estéril de 25 cm^2. Por frasco de cultivo se colocaron:

- 8 ml de medio de cultivo RPMI 1640 (Gibco). El medio se filtró antes de su uso para asegurar su esterilidad, ajustando el pH a 6,8 – 7,2.
- 300 µl de fitohemaglutinina M (PHA M - Gibco), 3% del volumen final de cultivo.
- 2,5 ml de suero bovino fetal certificado (Gibco), 25% v/v.
- 0,8 - 1 ml de sangre entera.
- 100 µl de antibiótico, 1 % de concentración final Penicilina (100 UI/ml - Gibco) / Estreptomicina (100 µg/ml - Gibco).
- 20 µl bromo deoxiuridina (BrdU - Sigma) de una solución madre de 2 mg/ml, concentración final de 6 µg/ml. Mediante la técnica de Fluorescencia plus Giemsa es posible diferenciar las metafases que se encuentran en la primera división celular de aquellas que están en ciclos posteriores. Esta discriminación es particularmente importante debido al decaimiento de la frecuencia de las aberraciones cromosómicas inestables a través de los sucesivos ciclos de división celular.

Incubación:

- Los cultivos se incubaron en estufa gaseada (con CO_2 al 5%) a 37,0 ºC ± 0,5 ºC. El tiempo de incubación fue de 48 horas. Sin embargo, se realizaron réplicas con tiempos de cultivos de 50 h y 52 h teniendo en cuenta el tiempo de transporte que sufrió la muestra, lo cual pudiese ocasionar un posible retraso mitótico.
- A fin de detener las células en metafase se agregó 3 h antes de la cosecha 500 µl colcemida (Gibco) 0,5 µg/ml de concentración final.

Cosecha:

- Recolección de células: Al finalizar el tiempo de incubación se transfirió el contenido del frasco de cultivo a un tubo de centrífuga cónico plástico de 15 ml. Las células se colectaron por centrifugación a 2000 rpm durante 15 minutos.
- Tratamiento Hipotónico: consistió en el agregado de 5 ml de una solución de KCl0, 075 M al precipitado. Se homogenizó con pipeta Pasteur y se incubó en estufa a 37 ºC durante 7 minutos. La detención del tratamiento hipotónico se realizó agregando 1 ml de fijador Carnoy (3 partes de metanol (Merck): 1 parte de ácido acético glacial (Merck)), homogeneizando, centrifugando a 2000 rpm durante 15 minutos y descartando el sobrenadante.

- Lavados: Las células se fijaron colocando entre 5 y 7 ml de fijador Carnoy por lavado. La suspensión se centrifugó a 2000 rpm por 15 minutos y se descartó el sobrenadante. Este procedimiento se repitió habitualmente entre 2 y 3 veces.

Sembrado:

- el precipitado final se resuspendió en 100 – 300 µl de fijador fresco según densidad celular de la suspensión.
- para la preparación de los extendidos se utilizaron portaobjetos limpios y desengrasados. Se dejaron caer 5 gotas de la suspensión desde una distancia de al menos 10 cm sobre los portaobjetos previamente humedecidos en vapor de agua, a fin de favorecer la separación de los cromosomas. A continuación se gotearon 3 gotas de fijador sobre el sembrado y se llevó a estufa para un secado lento.

Coloración:

- Los preparados se colorearon de acuerdo a la técnica de Fluorescencia Plus Giemsa (FPG) descripta en EPR - Biodosimetry 2011.

3.3. Criterio de selección y recuento de metafases

Para este ejercicio de intercomparación, el laboratorio coordinador envió a cada laboratorio participante los procedimientos necesarios, que fueron diseñados para la armonización de los criterios de selección, análisis y recuento de metafases.

Metodología 1: Convencional.

Para la selección de metafases, el escaneo inicial fue realizado a baja magnificación (con objetivos de 10X/20X) con una magnificación de 100X/200X.

Las metafases seleccionadas debían poseer un total de 46 centrómeros y la calidad de los cromosomas debía estar basada en la nitidez de la imagen, torsión y superposición de los mismos, rechazando a su vez, aquéllas que se encontraban en segunda división.

Tanto las aberraciones cromosómicas como las cromatídicas fueron registradas (cromosomas multicéntricos, anillos céntricos ó acéntricos, fragmentos asociados a aberraciones inestables, excesos de restos acéntricos, gaps y breaks).

El recuento se realizó con criterio triage, sobre un total de 50 metafases o 30 dicéntricos (valor al cual se arribe primero) por punto de dosis mediante metodología automatizada (localización y captura automatizada de metafases - Cytovision 3.7) y metodología manual, registrando en ambas metodologías el tiempo de análisis luego de las 10, 20 y 50 metafases evaluadas.

Metodología 2: Modo rápido (Quick Scan)

La selección y evaluación de metafases fue realizada en un tiempo no mayor a 20 segundos, utilizando un objetivo de 100X y siguiendo los criterios de selección de la Metodología convencional respecto a la calidad de los cromosomas y su estadío en el ciclo celular. Dentro de ese lapso de tiempo se evaluaron y registraron las metafases con o sin ACI (dicéntricos y/o anillos) y sus fragmentos acéntricos asociados.

El recuento se realizó con criterio de triage sobre un total de 50 células o 30 dicéntricos (lo que ocurra primero) por punto de dosis, mediante metodología Quick Scan (sin recuento del número de centrómeros y cromosomas) registrando los tiempos de análisis luego de las 10, 20 y 50 metafases evaluadas.

3.4. Estimación de la dosis absorbida (Gy)

Para cada muestra, la dosis evaluada a todo el cuerpo se expresó como dosis media,

Estableciendo un intervalo de confianza del 95%, utilizando una curva de calibración *in vitro* de ^{60}Co construida en el LDB con coeficientes:

Curva de Calibración *in vitro* ^{60}Co					
Radionucleido	**ACI**	**C ± ES**	**α± ES [Gy^{-1}]**	**β± ES [Gy^{-2}]**	**Referencia**
^{60}Coaguda β^-: 0,3 MeV; γ: 1,2 MeV	dic+r	0,0010 ± 0,0005	0,019 ± 0,006	0,075 ± 0,0029	LDB-ARN

4. RESULTADOS

4.1. En la Figura 1 se representa la comparación de los resultados obtenidos de la estimación d e la dosis biológica (dosis absorbida en Gy) de 3 operadores del LDB para la metodología convencional (recuento manual y automatizado de metafases).

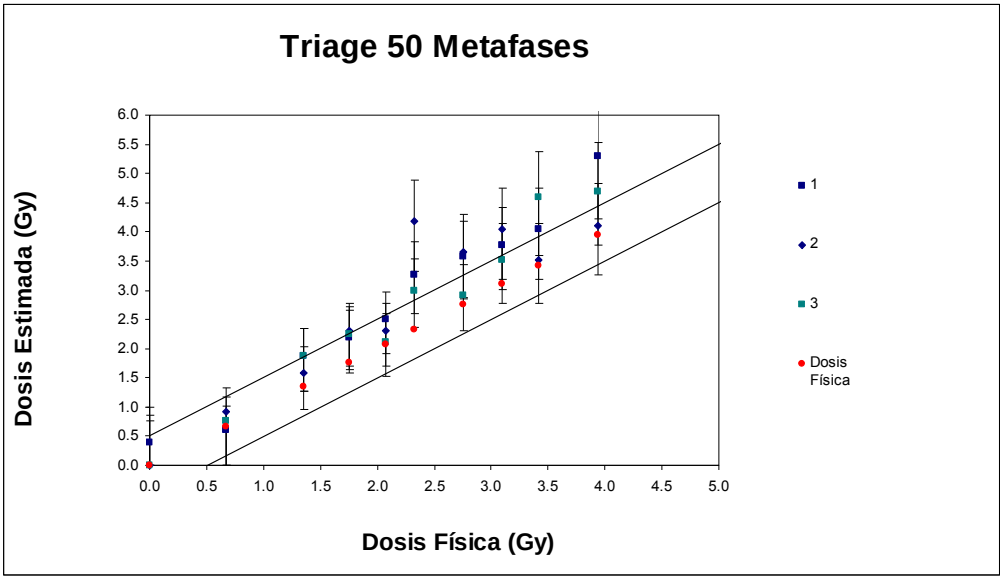


Figura 1. Dosis estimada (Gy) Vs. Dosis Física (Gy) para la metodología convencional. Las líneas representan el error de ± 20% de la dosis física. Operador 1 y 2: recuento manual de metafases. Operador 3: recuento automatizado de metafases

Los resultados obtenidos aplicando la metodología de análisis convencional muestran una sensibilidad en la determinación de la dosis de alrededor del 100% para dosis menores o iguales a 2,5 Gy y una sensibilidad de alrededor del 33% para dosis mayores, basado en el criterio de ± 20% de error de la dosis física administrada, con una tendencia a la sobreestimación y sin falsos negativos. Esta tendencia se observó para el análisis de 10, 20 y 50 metafases analizadas, obteniéndose un mejor ajuste con el incremento del número de metafases evaluadas (Figura 2).

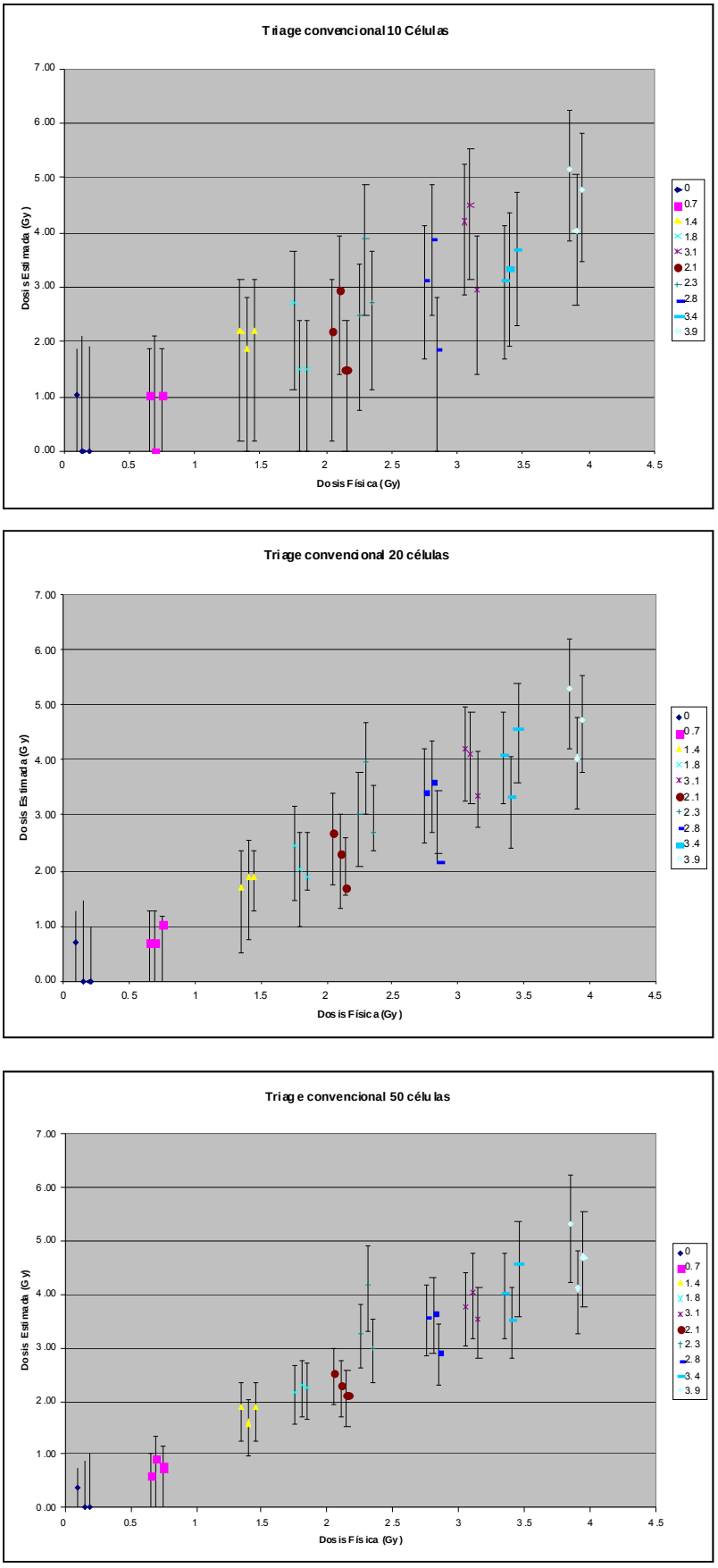


Figura 2. Dosis Estimada (Gy) Vs. Dosis Física para el recuento de 10, 20 y 50 células (metafases), para 3 operadores del LDB con la metodología convencional.

En relación al tiempo de análisis se observó una reducción del mismo para el recuento automatizado (Cytovision 3.7) de alrededor de un 30% con respecto al recuento manual.

4.2. En la Figura 3 se representa la comparación de los resultados obtenidos de la estimación d e la dosis biológica (dosis absorbida en Gy) de 2 operadores del LDB para la metodología Quick Scan.

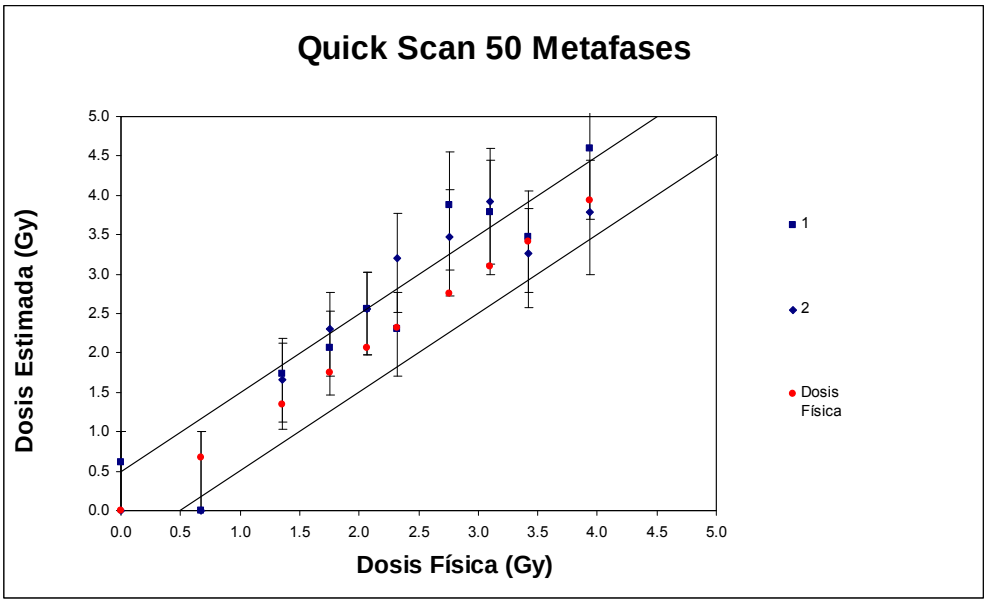


Figura 3. Dosis estimada (Gy) Vs. Dosis Física (Gy) para la metodología Quick Scan, operador 1 y 2. Las líneas representan el error de ± 20% de la dosis física.

El valor de las dosis medias estimadas mediante la aplicación del criterio de recuento Quick Scan, resultó aleatorio, tanto para el recuento de 10, 20 y 50 metafases, evaluados mediante el % de error relativo.

Los resultados obtenidos en relación al tiempo de análisis indican una reducción del mismo para la metodología Quick Scan de alrededor de un 70% con respecto a la metodología convencional (Tabla1).

Tiempo promedio de Análisis/vidrio (minutos)	**N° Metafases analizadas**					
	10		**20**		**50**	
	Operadores		**Operadores**		**Operadores**	
	1	**2**	**1**	**2**	**1**	**2**
Metodología Convencional	48,8	35,1	89,2	73,7	166	121,7
Metodología Quick Scan	11,3	13,3	18,2	28	43,2	53,5

Tabla 1. Tiempo promedio de análisis por vidrio expresado en minutos para la metodología convencional y la metodología Quick Scan de 2 operadores del LDB.

4.3. En la Figura 4 se representa la comparación de los resultados obtenidos de la estimación d e la dosis biológica (dosis absorbida en Gy) para todos los operadores de cada laboratorio participante, mediante la metodología convencional (recuento manual y automatizado de metafases). El código correspondiente al LDB es el N° 6.

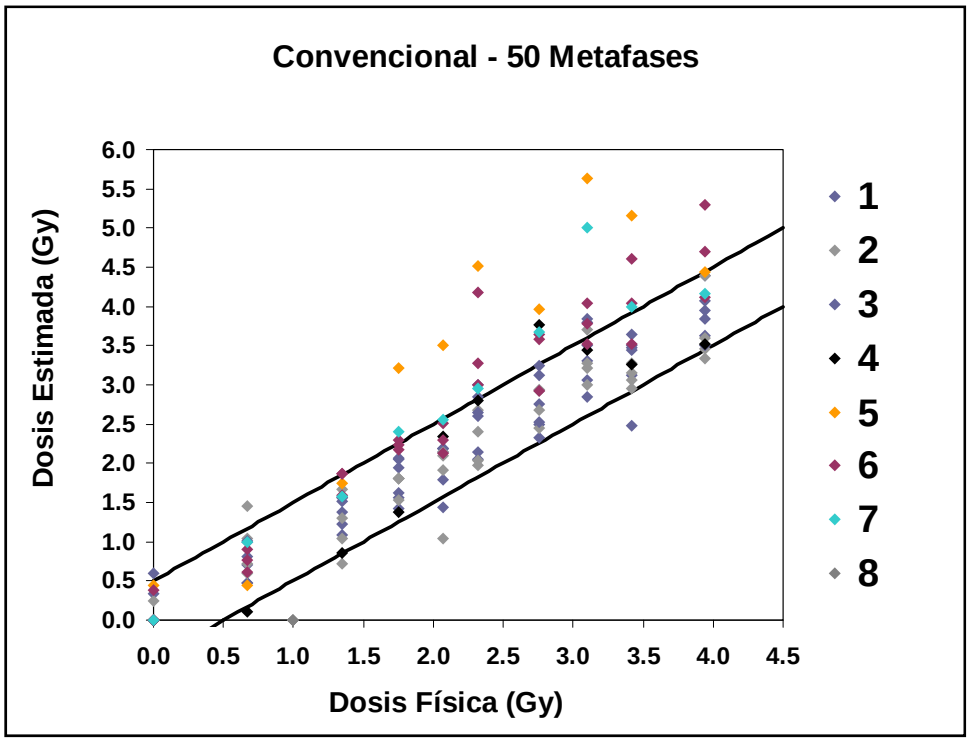


Figura 4. Dosis estimada (Gy) Vs. Dosis Física (Gy) para la metodología convencional. Lab.6=LDB. Las líneas representan el error de ± 20% de la dosis física.

Los resultados obtenidos aplicando la metodología de análisis convencional muestran, al igual que los resultados obtenidos en el intralaboratorio, un mejor ajuste para dosis menores o iguales a 2,5 Gy, con una tendencia a la sobreestimación para dosis mayores.

4.4. En la Figura 4 se representa la comparación de los resultados obtenidos de la estimación de la dosis biológica (dosis absorbida en Gy) para todos los operadores de cada laboratorio participante, mediante la metodología Quick Scan. El código correspondiente al LDB es el N° 6.

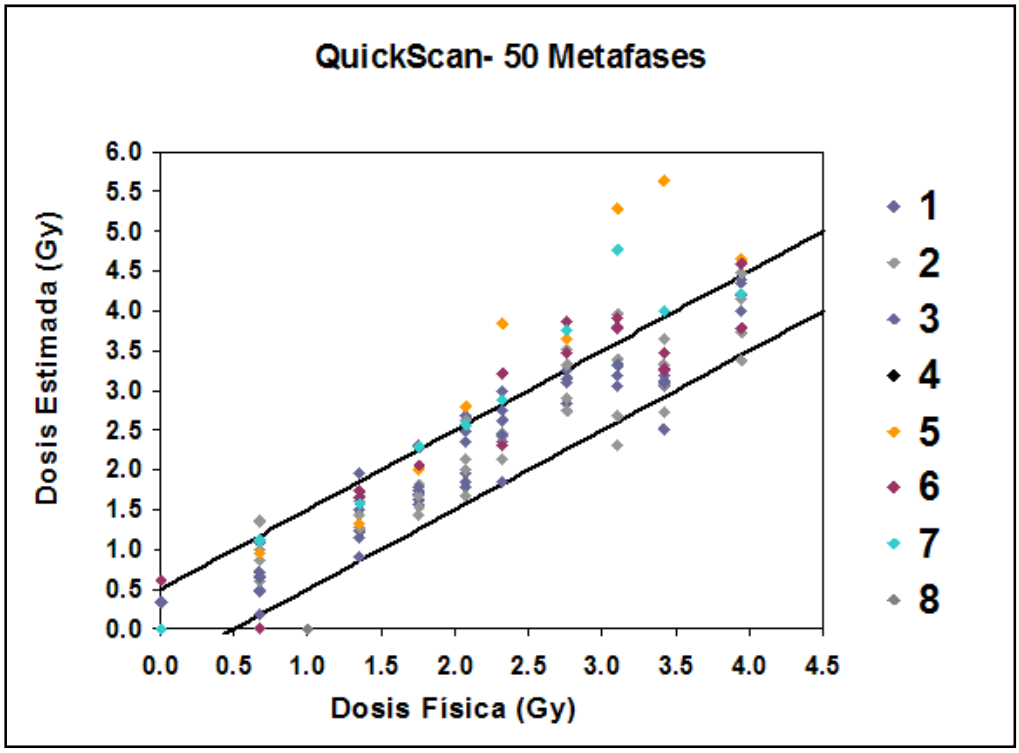


Figura 5. Dosis estimada (Gy) Vs. Dosis Física (Gy) para la metodología convencional. Lab. 6=LDB. Las líneas representan el error de ± 20% de la dosis física.

Los resultados globales obtenidos de la aplicación del criterio de recuento Quick Scan, mostraron un comportamiento aleatorio para dosis menores a 0,5 Gy y mayores a 2,5 Gy, observándose un mejor ajuste en el rango de 0,5-2,5 Gy, para el recuento de 10, 20 y 50 metafases evaluados mediante el % de error relativo

Los tiempos involucrados en el análisis de las metafases para ambas metodologías, se expresan en la Tabla 2., observándose una reducción del tiempo de análisis para la metodología Quick Scan de alrededor de un 65% con respecto a la metodología convencional.

Resultados Globales	**N° Metafases Analizadas**		
	10	**20**	**50**
Tiempo promedio de análisis/vidrio (minutos) Metodología Convencional	16,4	31,6	57,8
Tiempo promedio de análisis/vidrio (minutos) Metodología Quick Scan	5,9	10,9	21,8

Tabla 2. Tiempo promedio de análisis por vidrio expresado en minutos para la metodología convencional y la metodología Quick Scan para la totalidad de los laboratorios participantes.

5. CONCLUSIONES

La estimación de la dosis biológica en situaciones accidentales con víctimas múltiples requiere de metodologías que permitan una categorización rápida de las víctimas en niveles de importancia médica. Es de interés de las redes regionales e internacionales de dosimetría biológica, trabajar de manera coordinada para estimar la dosis absorbida de un gran número de personas sobreexpuestas, en cortos lapsos de tiempo.

Para ello, es necesario contar con protocolos de trabajo armonizados, sistemas automatizados de microscopía, y metodologías de recuento con criterio de triage que pueden ser aplicables a los distintos dosímetros citogenéticos.

En el ejercicio de intercomparación realizado, los datos del LDB al aplicar los criterios de triage precedentemente descriptos, muestran una disminución del intervalo de confianza con el incremento del número de metafases evaluadas (10, 20 y 50), disminuyendo la mínima dosis que es posible detectar. Consecuentemente, la mínima dosis detectable es de 1,5 Gy a partir de 20 metafases analizadas, valor de importancia dosimétrica ya que permite identificar la dosis umbral de mielotoxicidad de la forma hematológica del SAR (2 Gy).

Los resultados obtenidos al evaluar la aplicabilidad de estas metodologías indican una tendencia a la sobreestimación a partir de 2,5 Gy para ambos modos de recuento (convencional y Quick Scan), tanto en el análisis de los resultados intralaboratorio como en el interlaboratorio. En el rango de 0 a 2,0 Gy los resultados mostraron una performance satisfactoria para el LDB con una sensibilidad de la metodología de alrededor del 100%.

La sobrestimación observada para dosis superiores a 2,0 Gy es de aproximadamente ± 1,5 Gy para el recuento de 10 metafases, ± 1,0 Gy para el recuento de 20 metafases y ± 0,7 Gy para el recuento de 50 metafases, datos provenientes del cálculo de los intervalos de confianza del 95% correspondientes a cada una de las dosis estimadas. Estos resultados indican una mayor exactitud en la determinación de la dosis con el aumento del número de metafases evaluadas, dichos valores son consistentes con los datos reportados por Wilkins et al. (2011), Beinke et al. (2011) y Bakkiam et ál. (2015).

El presente ejercicio, a partir de los resultados del intralaboratorio, permitió al LDB validar el uso de las metodologías de análisis con criterio de triage, mediante modo convencional y Quick Scan, en caso de accidentes radiológicos y nucleares con víctimas múltiples. Los resultados interlaboratorio permitirían la utilización de estas metodologías con fines de asistencia mutua y la colaboración con redes de dosimetría biológica internacionales.

Dada la proximidad en el rango de las dosis evaluadas, los resultados obtenidos en el intra e interlaboratorio avalarían la construcción de curvas de calibración *in vitro* con criterio de triage tanto para el modo convencional como para el modo Quick Scan.

Si bien el modo convencional mostró un mejor ajuste en la estimación dosimétrica, el modo Quick Scan permitió una mayor rapidez en el análisis del número de metafases evaluadas (10, 20 y 50) con una reducción del tiempo de análisis de alrededor del 65%. Asimismo, se observó que la utilización del sistema automatizado de microscopía reduce el tiempo de análisis alrededor de un 30% respecto del recuento manual, mediante la aplicación de la metodología convencional.

6. REFERENCIAS

1. Bakkiam *et ál*. 2015. Dicentric assay: Inter-laboratory comparison in Indian laboratories for routine and triage applications Applied Radiation and Isotopes, Volume 99 (2015) 77-85
2. Beinke *et ál*. 2011. Interlaboratory comparison to validate the dicentric assay as a cytogenetic triage tool for medical management of radiation accidents. Radiation Measurements (Impact Factor: 1.14). 09/2011; 46(9):929-935. DOI: 10.1016/j.radmeas.2011.05.038
3. Di Giorgio, M *et ál* 2014. General Guidelines for safe and expeditious internacional transport of samples subjected to biological dosimetry assessment. Radiation Protection Dosimetry 159 (2014):3-9
4. International Atomic Energy Agency. IAEA Cytogenetic Dosimetry: Applications in Preparedness for and Response to Radiation Emergencies. Vienna: -EPR-Biodosimetry 2011
5. International Organization for Standardization (ISO), General requirements for the competence of testing and calibration laboratories. ISO 17025:2005. Geneva
6. International Organization for Standardization (ISO), Radiation Protection – Performance criteria for service laboratories performing biological dosimetry by cytogenetics. ISO 19238:2014.Geneva
7. Wilkins, R C *et ál*. 2011. Biological Dosimetry by the Triage Dicentric Chromosome Assay-Further validation of International Networking. Radiat Meas. 1; 46(9): 923–928. doi:10.1016/j.radmeas.2011.03.012.

Analía Radl E-mail: aradl@arn.gob.ar
Carla Sapienza E-mail: csapienza@arn.gob.ar
María Rosa Taja E-mail: mtaja@arn.gob.ar
Mayra Deminge E-mail: mdeminge@arn.gob.ar
Julieta F. Rearte E-mail: jrearte@arn.gob.ar
Marina Di Giorgio E-mail: mdigiorgio@arn.gob.ar

Ejercicio de intercomparación en Dosimetría Biológica mediante el ensayo de Aberraciones Cromosómicas Inestables (ACI) con criterio triage:

metodologías de recuento, tiempo de análisis y categorización de víctimas

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – ARGENTINA

INTRODUCCIÓN

El objetivo de la Dosimetría Biológica (DB) es la estimación de la dosis absorbida de personas sobreexpuestas a radiaciones ionizantes, mediante la cuantificación de aberraciones cromosómicas inestables (ACI). Esta dosimetría, complementa las estimaciones dosimétricas realizadas por otros métodos, constituyendo un soporte a los Sistemas Nacionales de Respuesta en Emergencias Radiológicas y/o Nucleares.

Las muestras biológicas utilizadas son de sangre periférica. A partir de las mismas, se efectúan cultivos de linfocitos, los cuales expresan el daño cromosómico radioinducido durante la etapa de división celular (metafase).

El análisis de ACI de cada muestra requiere observar 500 a 1000 metafases, lo cual representa varios días de análisis y operadores experimentados. En caso de escenarios de sobreexposición con víctimas múltiples donde hay riesgo de Síndrome Agudo de Radiación (SAR), la determinación de la dosis debe ser rápida. Al aplicar el criterio de triage el tiempo de análisis disminuye y permite la clasificación temprana de las víctimas en rangos de importancia clínica: <1 Gy; 1-2 Gy; 2-4 Gy; 4-6 Gy; > 6 Gy. Analizar sólo 50 metafases incrementa el umbral del límite de detección de la metodología de 0,1 Gy a 1-2 Gy (Wilkins 2011), pero rápidamente identifica a aquellas personas con dosis superiores a 1-2 Gy (dosis umbral de mielotoxicidad de la forma hematológica del SAR).

El Laboratorio de Dosimetría Biológica (LDB) participa regularmente en ejercicios de intercomparación para armonizar los procedimientos técnicos y fortalecer las capacidades operativas del laboratorio, brindando asistencia mutua en accidentes radiológicos y nucleares con gran número de víctimas.

OBJETIVO

Evaluar el desempeño del LDB en la participación de un ejercicio de intercomparación internacional de dosimetría biológica cuya organización estuvo a cargo del Ministerio de Salud de Canadá.

MATERIALES Y MÉTODOS

❖ Irradiación y envío de las muestras

Las 10 muestras fueron irradiadas *ex vivo* con una fuente de Rayos X (252 kVp – 15 mA) en 10 puntos de dosis utilizando un Irradiador Biológico X-RAD, calibrado por el Consejo de Investigación Nacional del Gobierno de Canadá. Los puntos de dosis fueron conocidos por el proveedor del ensayo e informados a los participantes al finalizar el ejercicio. Las muestras se enviaron a través de un Courier especializado en transporte de materiales biológicos cumpliendo con la normativa nacional e internacional para transporte de sustancias infecciosas.

❖ Procesamiento de las muestras

Los cultivos celulares se llevaron a cabo de acuerdo al procedimiento de ensayo acreditado del LDB bajo Norma ISO 17025:2005, 19238:2014 y estándares internacionales (Figura 1)

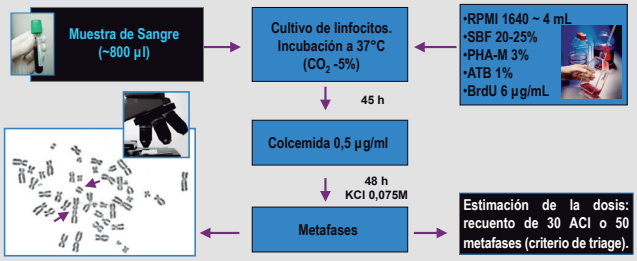


Figura 1: Procedimiento de Ensayo para la técnica de citogenética convencional

❖Criterio de selección y recuento de metafases

Metodología 1: Convencional

El escaneo de las metafases fue realizado en baja magnificación (10X/20X) y el análisis se realizó con objetivos de 100X. Las metafases seleccionadas en primera división, debían poseer un total de 46 centrómeros y mostrar nitidez en la imagen. El recuento de metafases se realizó con criterio triage, sobre un total de 50 metafases o 30 ACI por punto de dosis, mediante metodología automatizada (Cytovision 3.7) y metodología manual, registrando el tiempo de análisis en ambas al finalizar el análisis de 10, 20 y 50 metafases.

Metodología 2: Quick Scan

La selección y evaluación de cada metafase fue realizada en un tiempo menor a 20 segundos, utilizando un objetivo de 100X. El recuento de metafases se realizó con criterio de triage sobre un total de 50 células o 30 ACI, mediante la metodología Quick Scan (sin recuento del número de centrómeros) registrando los tiempos de análisis luego de las 10, 20 y 50 metafases.

❖Estimación de la dosis absorbida (Gy)

La dosis evaluada a todo el cuerpo se expresó como dosis media, con un intervalo de confianza del 95%. utilizando los coeficientes de la curva de calibración *in vitro* de ^{60}Co construida en el LDB :

Curva de Calibración *in vitro* ^{60}Co					
Radionucleido	ACI	C ± ES	α± ES [Gy^{-1}]	β± ES [Gy^{-2}]	Referencia
^{60}Co aguda β: 0,3 MeV; γ: 1,2 MeV	dic+r	0,0010 ± 0,0005	0,019 ± 0,006	0,075 ± 0,0029	LDB-ARN

RESULTADOS

1. En los gráfico 1 y 2 se representa la comparación de los resultados obtenidos de la estimación de la dosis biológica (dosis absorbida en Gy) de los operadores del LDB para la metodología convencional (recuento manual y automatizado de metafases) y para la metodología Quick Scan, respectivamente.

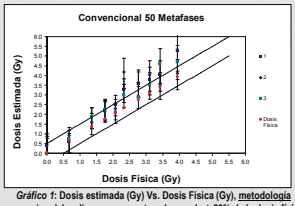


Gráfico 1: Dosis estimada (Gy) Vs. Dosis Física (Gy), metodología convencional. Las líneas representan el error de ± 20% de la dosis física. Operador 1 y 2: recuento manual de metafases. Operador 3: recuento automatizado de metafases

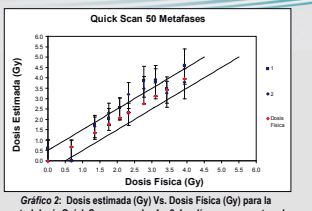


Gráfico 2: Dosis estimada (Gy) Vs. Dosis Física (Gy) para la metodología Quick Scan, operador 1 y 2. Las líneas representan el error de ± 20% de la dosis física.

• Los resultados obtenidos aplicando la metodología convencional muestran una sensibilidad de alrededor del 100% para dosis menores o iguales a 2,5 Gy y una sensibilidad de alrededor del 33% para dosis mayores, con una tendencia a la sobreestimación y sin falsos negativos. Esta tendencia se observó para el análisis de 10, 20 y 50 metafases.

• En la Figura 2 se observa que al incrementar el número de metafases evaluadas (de 10 a 50) se obtiene un mejor ajuste de la dosis absorbida.

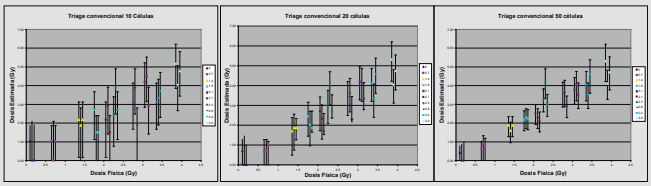


Figura 2: Dosis Estimada (Gy) Vs. Dosis Física para el recuento de 10, 20 y 50 células (metafases), para 3 operadores del LDB con la metodología convencional.

• Los resultados obtenidos aplicando la metodología Quick Scan, resultan aleatorios al evaluarlos mediante el % de error relativo, en las 10, 20 y 50 metafases.

• En relación al tiempo de análisis de ambas metodologías, se observa que al aplicar la metodología Quick Scan el tiempo de análisis se reduce alrededor de un 70%.

2. En los gráficos 3 y 4 se representan los resultados obtenidos (dosis absorbida en Gy) por todos los operadores de cada laboratorio participante en el ejercicio de intercomparación. Se compara la metodología convencional (recuento manual y automatizado de metafases) y la metodología Quick Scan.

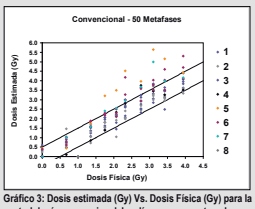


Gráfico 3: Dosis estimada (Gy) Vs. Dosis Física (Gy) para la metodología convencional. Las líneas representan el error de ± 20% de la dosis física. Lab.6=LDB

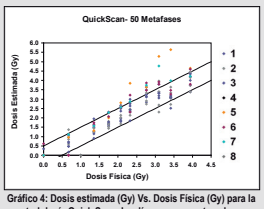


Gráfico 4: Dosis estimada (Gy) Vs. Dosis Física (Gy) para la metodología Quick Scan. Las líneas representan el error de ± 20% de la dosis física. Lab.6=LDB

• Los resultados obtenidos en el interlaboratorio para la metodología convencional, al igual que en el intralaboratorio, muestran un mejor ajuste para dosis menores o iguales a 2,5 Gy y una tendencia a la sobreestimación para dosis mayores.

• Los resultados obtenidos en el interlaboratorio para la metodología Quick Scan, muestran un comportamiento aleatorio para dosis menores a 0,5 Gy y mayores a 2,5 Gy. El mejor ajuste evaluado mediante el % de error relativo, se observa en el rango de 0,5 a 2,5 Gy.

• En relación al tiempo de análisis de ambas metodologías, se observa que al aplicar la metodología Quick Scan el tiempo de análisis se reduce alrededor de un 65%. Tabla 2.

Resultados del Ejercicio Interlaboratorio	Nº de Metafases Analizadas		
	10	20	50
Tiempo promedio de análisis/vidrio (minutos) Metodología Convencional	16,4	31,6	57,8
Tiempo promedio de análisis/vidrio (minutos) Metodología Quick Scan	5,9	10,9	21,8

Tabla 2. Tiempo promedio de análisis por vidrio expresado en minutos, de ambas metodologías para todos los laboratorios participantes.

CONCLUSIONES

❖ La aplicación del criterio triage disminuye el intervalo de confianza de la dosis estimada al incrementar el número de metafases evaluadas de 10 a 50. La sobrestimación observada para dosis superiores a 2,0 Gy es de ± 1,5 Gy para 10 metafases, ± 1,0 Gy para 20 metafases y ± 0,7 Gy para 50 metafases, datos provenientes del cálculo de los intervalos de confianza del 95% correspondientes a cada una de las dosis estimadas.

❖ Si bien la metodología convencional mostró un mejor ajuste en la estimación dosimétrica, el modo Quick Scan permitió mayor rapidez en el análisis de las metafases evaluadas con una reducción del tiempo de análisis del 65%. Asimismo, se observó que la utilización del sistema automatizado reduce el tiempo de análisis en un 30%.

❖ En el rango de 0 a 2,0 Gy los resultados mostraron una performance satisfactoria para el LDB con una sensibilidad de la metodología de alrededor del 100%.

❖ El LDB cuenta con protocolos de trabajo armonizados, sistemas automatizados de microscopía, y metodologías de recuento con criterio de triage (validadas a través del presente ejercicio) lo que le permitirían la participación en redes de DB con fines de asistencia mutua y la colaboración con redes de DB internacionales.

Controles de inspecciones en las instalaciones del CCN

Rentería, E.; Núñez, P.; Saavedra, A.; Segato, A. y Fruttero, N.

Presentado en: Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear – AATN.
Buenos Aires, Argentina, 30 de noviembre al 4 de diciembre de 2015

CONTROLES DE INSPECCIONES EN LAS INSTALACIONES DEL CCN

Rentería, E., Nuñez, M., Saavedra, A., Segato, A. y Fruttero, N.

Autoridad Regulatoria Nuclear.

Resumen

En las instalaciones del Ciclo de Combustible Nuclear (CCN) se manipulan distintos compuestos de uranio, los que se almacenan y procesan siguiendo normas y estándares de seguridad. El principal riesgo del uranio natural es el de contaminación interna por lo que es importante controlar la incorporación de este radionucleídos al organismo.

En el caso de los trabajadores se debe reducir la posibilidad de inhalación, por lo que hay que garantizar que las condiciones de las áreas de trabajo sean las necesarias para minimizar la citada incorporación.

Para verificar que las instalaciones mantienen los lugares de trabajo en condiciones adecuadas, el personal de la Subgerencia Control de Instalaciones Clase I y del Ciclo de Combustible realiza controles e inspecciones de verificación y monitoreo.

En este trabajo se describen los compuestos de uranio y se detallan los monitoreos de área que se realizan, los que incluyen muestreos, mediciones de aire y superficie, y el análisis y la comparación con los registros operativos de las instalaciones, las que deben mantener los niveles de DAC (concentración derivada en aire) por debajo de la centésima fracción.

Además, se mencionan las técnicas de calibración de equipos, cálculos de límites de detección, métodos y procedimientos, y se muestran los resultados obtenidos y las conclusiones asociadas.

1. INTRODUCCIÓN

En Argentina, la Ley Nacional de la Actividad Nuclear asigna a la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) las funciones de regulación y fiscalización de la actividad nuclear en lo referente a la protección radiológica, la seguridad nuclear, las salvaguardias y la protección física.

La ARN tiene como objetivo establecer, desarrollar y aplicar un régimen regulatorio para todas las actividades nucleares que se realicen en la República Argentina; y debe verificar que las actividades se desarrollen cumpliendo la normativa de seguridad radiológica y nuclear vigente.

El Ciclo de Combustible Nuclear en la República Argentina incluye la actividad minera, las operaciones de procesamiento y purificación de Uranio, la fabricación del combustible nuclear y la operación de los reactores de potencia y de investigación, producción de radioisótopos, desarrollo y docencia, y un grupo de instalaciones menores a través de las cuales se realiza investigación, desarrollo, análisis y evaluaciones para las distintas etapas de este ciclo.

La ARN actúa como entidad autárquica en la jurisdicción de la Presidencia de la Nación y tiene a su cargo las funciones de regulación y fiscalización de la actividad nuclear, licenciamiento y fiscalización de instalaciones nucleares y salvaguardias internacionales y además asesorar al Poder Ejecutivo nacional en las materias de su competencia.

Las funciones de la ARN son las de dictar normas regulatorias sobre seguridad radiológica y nuclear, salvaguardias, protección física y transporte de material radiactivo; otorgar, suspender y revocar tanto licencias de construcción y operación como permisos o autorizaciones; realizar inspecciones y evaluaciones regulatorias; y proteger la información restringida con el fin de asegurar la debida preservación de secretos tecnológicos, comerciales o industriales y la adecuada aplicación de salvaguardias y medidas de protección física.

En las instalaciones que procesan o almacenan uranio, éste material se puede encontrar diferentes cantidades y en distintas formas físicas y químicas y en distintos enriquecimientos. El principal riesgo del uranio en las instalaciones del CNN, excluyendo los reactores, es su incorporación al organismo ya que por tratarse de un metal pesado hay que tener en cuenta su radio toxicidad.

Las condiciones en las que se pueden encontrar los compuestos de uranio definen los tipos de monitoreo que se realizan en cada instalación los que incluyen muestreos y mediciones de aire y superficie, y el análisis y la comparación con los registros operativos de las instalaciones. Las técnicas de calibración de equipos, cálculos de límites de detección, métodos y procedimientos, y los resultados obtenidos por los operadores son evaluados y comparados con los obtenidos por la subgerencia de Instalaciones Clase I y Ciclo de Combustible Nuclear.

2. CICLO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR

Se define al Ciclo de Combustible Nuclear (CCN) como el conjunto de todas las operaciones asociadas con la producción de energía nucleoeléctrica, que incluyen:

- Minería del uranio
- Concentración del mineral
- Procesamiento y/o enriquecimiento del uranio
- Fabricación del combustible nuclear
- Operación de las Centrales Nucleares
- Operación de Reactores de Investigación
- Producción de radioisótopos
- Reprocesamiento del combustible nuclear
- Investigación y desarrollo
- Gestión de residuos.

En Argentina las instalaciones que forman parte del CCN son las tres centrales nucleares en operación, seis reactores de investigación, desarrollo, docencia y producción de radioisótopos y facilidades críticas, seis plantas de conversión y fabricación de combustibles, tres depósitos de material nuclear, ocho complejos mineros fabriles, un mock-up de enriquecimiento, catorce instalaciones de

investigación, desarrollo, medición y análisis; e Instalaciones de gestión y disposición de residuos

En la Argentina tenemos 2 líneas del Ciclo de Combustible Nuclear, una de uranio natural (0,711 % en U 235) o levemente enriquecido (0,85 %) dedicada al abastecimiento de los reactores nucleares de potencia y otra de uranio enriquecido al 20 % destinada a la investigación, desarrollo, docencia y producción de radioisótopos.

3. COMPUESTOS DE URANIO

El uranio es una mezcla de tres isótopos: 234U, 235U y 238U, donde el U235 se encuentra en una proporción menor al 1 %. Está localizado principalmente en la corteza terrestre, donde la concentración promedio es 4 ppm (partes por millón). El contenido total en la corteza terrestre hasta la profundidad de 25 Km se calcula en aproximadamente 1000 Kg.

De todos los isótopos del uranio, sólo el U-235 tiene las características necesarias para mantener la reacción en cadena que es esencial para la fisión nuclear útil.El uranio enriquecido se refiere a un producto procesado del mineral de uranio natural, que por alguna técnica fue enriquecido en el isótopo uranio 235 (U-235).

El uranio empobrecido del isótopo fisionable 235U se emplea en el blindaje de los contenedores para almacenamiento y transporte de materiales radiactivos.

Algunos compuestos de uranio son los siguientes: (UF6) Hexafluoruo de uranio; (UO2) Dióxido de uranio; (UO3) Trióxido de uranio; (UF4) Tetrafluoruro de uranio; (UO2F2) Fluoruro de uranilo; (UO2(NO3)2), Nitrato de uranio, entre otros y también se puede encontrar como uranio metálico.

4. RIESGOS ASOCIADOS – VALORES DE REFERENCIA

En el caso de isótopos de uranio, además de la toxicidad química hay que considerar el riesgo radiológico del elemento.

La recomendación de la ICPR es establecer un límite máximo diario de incorporación por vía inhalatoria de 2,5 mg de compuesto soluble de uranio, sin tener en cuenta la composición isotópica. Para una exposición de trabajadores de la industria nuclear, la resolución 295/03 recomienda una concentración máxima permisible ponderada en el tiempo (CMP) de 0,2 mg/m3 y una concentración máxima permisible para cortos periodos de tiempo (CMP- CPT) de 0,6 mg/m3 para 15 minutos de exposición

Para una respiración normal de 1,2 m3/hora, una concentración en aire de 0,2 mg/m3 corresponde con una incorporación promedio de 2 mg de uranio por día. Si se considera, por ejemplo, una incorporación diaria de 2 mg correspondería a una incorporación de 30 Bq de 238U por día, o su equivalente de 104 Bq anuales. Este valor es menor que el Límite Anual de Incorporación (ALI) correspondiente a este isótopo para compuestos de uranio solubles. De aquí surge que para uranio natural solubles, los límites de incorporación más restrictivos se basan en la toxicidad química del elemento. En cambio para uranio natural insoluble o uranio con alto enriquecimiento las condiciones radiológicas son más limitantes.

5. CONTAMINACIÓN INTERNA

En la evaluación del riesgo radiológico y toxicológico por incorporación de uranio es necesario tener en cuenta:

- La vía de entrada del nucleído
- La forma química del compuesto de uranio
- El grado de enriquecimiento isotópico

Las posibles vías de entrada del uranio al organismo son:

- Inhalación a través del tracto respiratorio

- Por ingestión a través del tracto gastrointestinal
- A través de la piel sana o por piel lesionada por heridas o quemaduras.

La vía inhalatoria es la que se considera como más probable para incorporación de uranio en el medio laboral y es necesario tener en cuenta en el control rutinario de los trabajadores.

La incorporación de uranio por ingestión generalmente está relacionada con situaciones accidentales.

La vía de entrada es un elemento importante a tener en cuenta en la toxicidad del uranio, ya que determina la fracción que es incorporada sistémicamente y las posibles alteraciones locales en los sitios de entrada.

La fracción de uranio incorporado que llega al líquido extracelular o compartimento de transferencia depende en gran medida de la vía de entrada y la forma química del compuesto, ya que esta última está relacionada con la solubilidad del mismo en los fluidos biológicos.

Si la vía de entrada es la oral, la fracción del total incorporado que pasa a ser incorporada sistémicamente se designa como f1.

La publicación ICRP N°68 adjudica valores de f1=0, 02 para compuestos de uranio inorgánicos solubles en agua (uranio hexavalente), y f1=0,002 para compuestos relativamente insolubles como UF4, UO2 y U3O8, en los cuales el uranio es usualmente tetravalente. El resto del uranio, que no es incorporado sistémicamente, es excretado por heces.

Cuando la vía de entrada es inhalatoria, el modelo del tracto respiratorio humano propuesto por el ICRP 66 clasifica los compuestos en tres Tipos: F (Fast), M (Moderate) y S (Slow). Estas tres clasificaciones se diferencian por su mayor o menor velocidad de pasaje a la sangre desde el tracto respiratorio. Se considera Tipo F, (muy trasferibles) los compuestos muy solubles en los fluidos biológicos y de periodos de transferencia menores a 10 minutos. Tipo M (medianamente trasferibles) a aquellos con periodos de transferencia desde el pulmón a la sangre de entre 10 y100 días, y a los Tipo S (poco transferibles) con periodos mayores a 1000 días.

La fracción de uranio incorporado por vía inhalatoria que llega al líquido extracelular depende del tamaño aerodinámico de las partículas inhaladas, (AMAD o mediana del diámetro aerodinámico de actividad), porque determina el porcentaje del aerosol que se deposita en cada una de las diferentes regiones

anatómicas del tracto respiratorio, donde partículas de diámetro más grande se depositan en mayor porcentaje en la región extratoráxica, mientras que las de menor diámetro llegan más fácilmente a la región bronquial.

Además dependen de la solubilidad del compuesto porque determina su velocidad de pasaje al compartimiento de transferencia (Tipo F; M; S) en líquidos biológicos.

De todos modos, para la evaluación y diseño del sistema de monitoreo se estima que los compuestos de uranio son insolubles y de este modo se establece un sistema más conservativo con el fin de asegurar una mayor protección de los trabajadores.

6. CONDICIONES DE LAS AREAS DE TRABAJO

En el control ocupacional de la contaminación interna, se define un límite secundario de utilidad práctica para el diseño de la instalación y para el control de las condiciones de trabajo. Es el límite anual de incorporación (ALI).

Se denomina ALI a la actividad de un radionucleídos en una dada forma físico-química, que incorporada por el trabajador en un año resulta en una dosis efectiva comprometida a 50 años igual al límite anual propuesto.

Además se define concentración derivada en aire (DAC)

Es un límite derivado del uso corriente, se define como la concentración de un radionucleídos en el aire de un ambiente de trabajo, tal que si un trabajador permanece 2000 horas al año en ese lugar, incorpora un ALI.

7. MONITOREOS DE AREA EN LA INSTALACIONES

Los programas de Radioprotección deben ser establecidos para llevar a cabo un monitoreo rutinario del área de trabajo. Se debe controlar periódicamente las

condiciones del aire y de las superficies de los distintos sectores de la instalación a fin de asegurar que las áreas de trabajo se encuentren limpias o, si fuera necesario, tener las herramientas para definir las medidas de protección personal a utilizar.

Hay áreas limitadas en una planta de fabricación de combustible de uranio donde se requieren medidas específicas para controlar la exposición externa. Normalmente, estos serán las áreas donde el uranio se almacena a granel. Sin embargo, debe tenerse en cuenta que el procesamiento de uranio reciclado requerirá medidas mucho más amplias para controlar la exposición externa.

Hay que tener en cuenta que existen otras fuentes radiactivas utilizadas en este tipo de instalaciones para fines específicos

8. MUESTREOS, MEDICIONES, ANALISIS, REGISTROS OPERATIVOS

Para la evaluación de la dosis individual, los métodos típicos de vigilancia radiológica individual para la incorporación son: el monitoreo de área, aire, superficie y el análisis de muestras de excretas; orina y en caso de accidentes también soplido nasal y/o heces.

En la exposición a compuestos de uranio, es fundamental efectuar la vigilancia radiológica del lugar de trabajo donde se pueden introducir procedimientos de vigilancia para demostrar la existencia de condiciones de trabajo satisfactorias. La vigilancia radiológica para la estimación de la dosis debida a la incorporación de uranio puede incluir una o más de las siguientes técnicas

a-Mediciones de barrido superficial

b- Mediciones de radionucleídos en muestras físicas tales como filtros de aire fijos o individuales de muestradores.

c- Monitoreo de aire in situ. En los locales de trabajo los valores de concentración de uranio en aire deben mantenerse por debajo del 0,1 del DAC (concentración derivada en aire) según la normativa vigente. Por cuestiones conservativas se pide a las instalaciones que adecúen sus sistemas de detección a la fracción 0.01 para asegurar una mayor protección a los trabajadores.

d- Mediciones en muestras de orina

El objetivo general de los programas de vigilancia radiológica operacional es la evaluación de las condiciones del lugar de trabajo y de las exposiciones individuales. En cada instalación se registran los datos tanto de la vigilancia radiológica individual como de área y se remiten informes trimestrales a la ARN.

La evaluación de las dosis a los trabajadores expuestos de forma rutinaria o potencial a través de la incorporación de material radiactivo, constituye una parte integrante de cualquier programa de protección radiológica cuando corresponda y ayuda a garantizar las condiciones radiológicas satisfactorias y un nivel de seguridad aceptable en el lugar de trabajo.

8.1. MUESTREO DE AIRE

Para conocer la probabilidad de daño o riesgo implicado al respirar el aire de un sitio determinado, se efectúan muestreos de aire, en forma permanente o en un sitio de interés en el marco del plan del monitoreo de aire; con el objetivo de encontrar la concentración de contaminante en aire. Esto es determinar la cantidad de actividad del radionucleido presente, por unidad de volumen de aire.

Esta información se debe complementar con la forma química en que se encuentre el contaminante, en el caso de ser un aerosol, el diámetro característico, etc.

Con toda esta información se pueden determinar los límites de concentración de contaminante correspondientes.

Un muestreo se realiza para verificar la condición de un individuo, grupo de individuos, o sitio de trabajo; verificar el cumplimiento de las normas, y en caso de que se compruebe alguna situación anómala, realizar las medidas correctivas necesarias.

8.2. MUESTREO DE AREA

Los valores promedio de concentraciones de radionucleídos, en el aire de un lugar de trabajo determinado, pueden ser obtenidos efectuando un muestreo de área de aire, utilizando para ello muestreadores estáticos, que recolectan actividad del aire que fluye a través de los mismos a un caudal conocido. El equipo de muestreo se ubica en un punto fijo, a aproximadamente 1,5m sobre el nivel del piso, en un sitio donde se considera representativo; es un muestreo que nos permite conocer valores promedio de concentración en el sitio donde está instalado el equipo; y en general difiere del sitio donde el trabajador está respirando; incluso el muestreo de área puede abarcar períodos de tiempo donde el trabajador no está presente en el lugar.

Es por estas razones que el muestreo de área, es comúnmente utilizado para tener información sobre las condiciones de un sitio o lugar de trabajo determinado, por ejemplo para tener idea de niveles de contaminación en el sitio donde se debe desarrollar una tarea específica, identificar una situación anormal de un sitio de acuerdo con su historial; en cambio es raramente utilizado para estimar incorporación de contaminantes.

8.3 MUESTREO PERSONAL

El muestreo personal de aire, es una forma de monitoreo individual, donde se muestrea el aire en la proximidad de la zona respiratoria del trabajador.

Para el muestreo personal, se coloca en la cintura de la persona de interés, una bomba de aspiración portátil; la misma está provista con un portafiltro denominado de solapa que se sitúa próximo a la zona respiratoria, por esta razón, la bomba está aspirando la misma concentración que respira el individuo. Las concentraciones de actividad pueden variar en un orden de magnitud o más en la proximidad del trabajador, particularmente cuando la tarea implica una resuspensión de materia. Es por esto que el muestreo personal de aire, es un indicador mucho más confiable para estimar la dosis incorporada por inhalación, que el muestreo de área.

8.4. SEPARACIÓN Y RETENCIÓN DE CONTAMINANTES

Cualquiera sea el tipo de muestreo elegido, para determinar la cantidad de actividad presente en el aire, es necesario separar y retener en un soporte, la masa de contaminante radiactivo que se encuentra en el mismo.

Posteriormente la actividad separada, teniendo en cuenta la eficiencia de separación, será cuantificada por algún método específico por ejemplo: espectrometría gama, marcha química, centelleo líquido, etc.

La manera de separar y retener el contaminante dependerá particularmente del estado de agregación en que el mismo se encuentre, cuentan además de otros factores como: tamaño, concentración, especie química, catalizadores (presencia de aditivos), otros elementos que compiten en la captura, temperatura, etc.

8.5 CLASIFICACIÓN FÍSICA DE LOS CONTAMINANTES

Una de las formas más simple, y más útil de clasificar a los contaminantes; y es de acuerdo a su estado de agregación en las condiciones de temperatura y presión en que se encuentren; porque en gran medida, la forma de separar a los contaminantes del aire, va a depender del mismo.

Tenemos por un lado a los Aerosoles y por el otro a los Gases y vapores.

Aerosoles:

Se denomina aerosoles a los contaminantes líquidos y sólidos que se encuentran en suspensión en el aire.

De acuerdo con su origen, tamaño y naturaleza se los puede dividir de la siguiente forma:

- Polvos: partículas sólidas originadas en la desintegración de materiales

- Humos orgánicos: partículas sólidas, originadas en la combustión de sustancias orgánicas

- Humos metalúrgicos: partículas metálicas sólidas originadas en procesos como sublimación, combustión y condensación.

- Nieblas y rocíos: convencionalmente se llama rocíos a las partículas líquidas originadas en la disgregación de gotas grandes, y se llama nieblas a las partículas líquidas originadas en la condensación de vapores.

- Bacterias, microorganismos, esporas, polenes: si bien constituyen materia viva, también pueden incluirse en esta clase de contaminantes, ya que su comportamiento aerodinámico y sus dimensiones físicas coinciden con los indicados para los aerosoles sólidos.

8.6 FILTRACION DE LOS CONTAMINANTES

Los métodos de filtración de mayor interés desde el punto de vista de la seguridad radiológica.

Filtración de Aerosoles:

La técnica más empleada es la de filtrado fibroso, donde por adherencia se van reteniendo los aerosoles en las fibras constitutivas del filtro; los mecanismos de retención dependen principalmente del tamaño del aerosol y de la velocidad del aire que los transporta. Básicamente son: mecanismo de intercepción, de separación inercial, de difusión, efectos electrostáticos y efecto tamiz.

Existe una dependencia en la eficiencia de retención de aerosoles, que alcanza un mínimo dependiendo de la velocidad de pasaje del aire, y del tipo de filtro, pero usualmente está en el rango 0,1-0,3μm.

Filtración de Gases y Vapores:

La técnica más empleada, consiste en hacer atravesar al aire por lechos de carbón, al que se lo ha sometido a un proceso de “activación”, que básicamente incrementa de forma sustancial, la relación “área de contacto con el gas/volumen de la masa de carbón”, el rango va desde 300 hasta 2000 (m^2/g) aproximadamente.

Al carbón que ha recibido este tratamiento, independientemente de su origen, se lo denomina “carbón activado”; además al carbón activado se lo suele “impregnar”, con un aditivo determinado para mejorar las características de retención particulares, para un dado gas o vapor; el uso de estos impregnantes, es fundamental desde el punto de vista de la retención de contaminantes, siendo esta

la razón por la cual, existe una muy amplia variedad de carbones retenedores específicos, en cada caso para una determinada sustancia o grupo de sustancias.

El mecanismo de retención más importante en este caso es la adsorción.

Se han desarrollado numerosos materiales adsorbentes disponibles comercialmente, entre ellos tenemos: carbón activado, carbón activado impregnado, zeolitas de plata, sílica gel común o impregnada con plata, la alúmina activada común o impregnada con plata.

8.7 DETERMINACIÓN DE LA CONCENTRACIÓN DE MUESTREO

Finalmente, el objetivo de un muestreo de aire es evaluar la situación radiológica existente desde el punto de vista de la contaminación, para ello es necesario determinar la concentración de los contaminantes (radiactivos en nuestro caso) presentes, esto es la cantidad de actividad por unidad de volumen de aire de la forma:

$$C_m = A_c / V_m \, Er$$

Dónde:

Cm: Valor promedio de concentración de muestreo (Bq/m3)

A_c: Actividad recolectada en el filtro, corregida por decaimiento (Bq)

V_m: Volumen de muestreo (m3)

Er: Eficiencia de retención del filtro.

A esta concentración se la compara con la correspondiente Concentración Derivada en Aire (DAC) correspondiente al radionucleído o a la mezcla de radionucleídos encontrados.

$$C_m / DAC < N \text{ (valor adoptado)}$$

El DAC es el valor de concentración de contaminantes radiactivos en aire tal que si se respira durante 2000 horas, se recibe el límite de dosis (0,02Sv) como dosis efectiva comprometida debida a la incorporación.

Cuando participan varios radionucleídos se debe cumplir la siguiente relación:

$$\Sigma C_i / DAC_i < N \text{ (valor adoptado)}$$

Ci es la concentración media de muestreo del radionucleído i y DACi el correspondiente límite derivado. N será generalmente < 1, usualmente N ≤ 0,1

En cuanto a la medición de actividad, se debe tener en cuenta la corrección por el decaimiento radiactivo. Hay tres tiempos involucrados a saber: el tiempo de muestreo, el tiempo transcurrido entre la finalización del muestreo y el comienzo de la medición de actividad, y el tiempo de medición de actividad. En el caso de radionucleidos de vida media larga respecto de los tiempos mencionados, la corrección por decaimiento carece de sentido práctico, en cambio en el caso contrario, si no se tienen en cuenta, se pueden cometer gruesos errores.

9. INSPECCIONES Y VERIFICACIONES

El sector Control de Instalaciones del Ciclo de Combustible de la ARN lleva a cabo el control regulatorio de las instalaciones desde el punto de vista de la Protección Radiológica y Seguridad Nuclear en el marco de la Norma Básica AR 10.1.1 Rev. 3. realizando:

- Inspecciones para verificar:
  - -Operación Segura de las instalaciones
  - -Condiciones de las Áreas de trabajo – Monitoreos de Área
  - -Dosis de trabajadores y público
  - -Medio Ambiente
  - -Condiciones para la prevención de criticidad
  - -Acondicionamiento y disposición de Residuos

-Desempeño del personal licenciado

- Seguimiento de Documentación Técnica de las Instalaciones
- Evaluación de Registros e Informes de las instalaciones
- Licenciamiento de Instalaciones y del personal operativo

Durante las inspecciones y verificaciones se realizan tomas de muestras de aire, superficie, agua, etc. Para verificar el estado de las instalaciones y comparar con los datos informados trimestralmente y muestreos personales a los operadores cuando corresponda. Se llevan a cabo también mediciones in situ de tasa de exposición ambiental, mediciones de radón en aire y verificaciones de los monitoreos de área y ambientales propios de la instalación.

10. CONCLUSIONES

• En las instalaciones que manipulan compuestos de uranio dispersable, el principal aporte a la dosis de los trabajadores es el de la Contaminación Interna por lo que el material debe estar confinado correctamente y contar con sistemas de ventilación y purificación de aire.

• En los locales de trabajo los valores de concentración de uranio en aire deben mantenerse por debajo del 0,1 del DAC (concentración derivada en aire) según la normativa vigente. Por cuestiones conservativas se pide a las instalaciones que adecúen sus sistemas de detección a la fracción 0.01 para asegurar una mayor protección a los trabajadores.

• En todos los casos se considera a los compuestos de uranio como insolubles y de este modo la protección de los trabajadores tiene en cuenta tanto el riesgo radiológico como el toxicológico.

• El sector Control de Instalaciones del Ciclo de Combustible de la ARN lleva a cabo el control regulatorio de las instalaciones desde el punto de vista de la Protección Radiológica y Seguridad Nuclear en el marco de la Norma Básica AR 10.1.1 Rev. 3, excluyendo los reactores nucleares.

- Se Realizan inspecciones, verificaciones, mediciones y evaluaciones con el objetivo de evaluar la operación segura de las instalaciones y el correcto desempeño del personal

REFERENCIAS

- La Ley Nº 24804, Ley Nacional de la Actividad Nuclear
- AR 10.1.1 Norma básica de Seguridad Radiológica. Revisión 3, aprobada por Resolución del Directorio de la ARN N°22/01.
- Exposición ocupacional de instalaciones radiactivas Clase I. Revisón 1, aprobada por Resolución del Directorio de la ARN Nº 36/01
- La Radiación, la Gente y el Ambiente, Fundación TEA Trabajo, Educación y Ambiente
- Safety of Uranium Fuel Fabrication Facilities, IAEA Safety Standars, Viena 2010.
- Protección Radiológica ocupacional, guía de seguridad Nº RS-G-1.1, 2004.
- Seguridad de las Instalaciones de Ciclo Combustible Nuclear, OIEA, Viena 2014.
- Toxicología del Uranio, Boletín SAR Nº18, Ana María Bombèn
- Safety Standars Series, Assessment of Occupational Exposure due to intakes, IAEA, Viena 1999.
- Safety Standars Series,Occupational Radiation Protection,IAEA, Viena 1999.
- Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers ICRP Publication 68

INSPECTIONS ON NUCLEAR FUEL CYCLE FACILITIES

Elizabeth Rentería, Paula Nuñez, Analia Saavedra, Néstor Fruttero, Allan Segato

Nuclear Regulatory Authority

ABSTRACT

Several uranium compounds are handled, stored and processed according to rules and safety standards in Nuclear Fuel Cycle Facilities in Argentina. The main risk in the facilities dedicated to manufacture fuel elements with natural or enriched uranium below 1% enrichment, is the exposure to internal contamination.

The protection of workers that handle radioactive powders requires the adoption of protective measures in order to reduce the possibility of intake radioactive material through inhalation, skin hurts or contaminated surfaces,

Suitable conditions of working areas from health physic point of view are verified through the inspection program implemented by the Control Fuel Cycle Facilities Department of the regulatory body.

In this paper, the dominant risks associated to natural uranium fuel fabrication facilities together with the design and operational protective measures adopted are discussed. In addition, inspection activities, their frequency and reference values applied and the results of the monitoring program for the last three years period are summarized.

Finally, the calibration techniques and detection limits calculations for inspection equipment available are presented.

Resultados del décimo ejercicio de intercomparación de servicios de dosimetría personal realizado en la República Argentina en el año 2013 y 2014

Reyes, M.A.; Ferrufino, G.A.; Discacciatti, A.P. y López, F.O.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 abril de 2015

RESULTADOS DEL DÉCIMO EJERCICIO DE INTERCOMPARACIÓN DE SERVICIOS DE DOSIMETRÍA PERSONAL REALIZADO EN LA REPÚBLICA ARGENTINA EN EL AÑO 2013 y 2014

Reyes, M.A.[1]; Ferrufino, G.A.; Discacciatti, A.P. y López, F.O.

Autoridad Regulatória Nuclear
Argentina

RESUMEN

En este trabajo se presentan los resultados obtenidos en el décimo ejercicio de intercomparación de servicios de dosimetría personal, llevado a cabo por la Autoridad Regulatoria Nuclear durante el año 2013 y 2014.

El ejercicio fue diseñado para evaluar el desempeño de los laboratorios que prestan servicios de dosimetría personal en el ámbito de la República Argentina, para Rayos X y campos de radiación gamma. Este ejercicio fue organizado por la Autoridad Regulatoria Nuclear junto con el Ministerio de Salud de La Nación y el Laboratorio Centro Regional de Referencia para Dosimetría de la Comisión Nacional de Energía Atómica. Las irradiaciones se llevaron a cabo de plena conformidad con la Norma ISO 4037-3. Participaron todas las empresas privadas de la República Argentina que prestan servicio de dosimetría personal y todos los laboratorios de organismos oficiales, provinciales y nacionales. Además, se contó con la participación de laboratorios de la República de Cuba, República Oriental del Uruguay, República del Paraguay, República Bolivariana de Venezuela y de la República de Colombia.

El desempeño de un laboratorio se considera aceptable si satisface el criterio establecido en la norma IRAM-ISO 14146, la cual menciona: “Se admite que como máximo, la décima parte de los dosímetros irradiados puedan exceder los límites indicados”. Del total de los laboratorios que participaron, un 91,7% informó sus resultados dentro del criterio de aceptación mencionado.

El objetivo primario de este ejercicio de intercomparación es proporcionar una herramienta objetiva para evaluar la capacidad de los servicios de dosimetría personal.

1. INTRODUCCIÓN

La Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) en conjunto con el Ministerio de Salud de la Nación y el Centro Regional de Referencia para Dosimetría de la Comisión Nacional de Energía Atómica de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CRRD- CNEA) organiza cada 2 años el ejercicio de Intercomparación de dosimetría personal para radiación externa, en la magnitud Hp (10) para fotones. Los ejercicios son de carácter anónimo y voluntario y han sido planeados con el objetivo de verificar el desempeño de los laboratorios de dosimetría personal para campos de radiación gama y RX en el rango de las bajas dosis hasta 100 mSv. En este trabajo se presentan los resultados del décimo ejercicio de Intercomparación.

[1] mreyes@arn.gob.ar

En el ejercicio organizado en el año 2013, se contó no sólo con la participación de laboratorios de la Argentina sino también de Cuba, y Uruguay, conducta que viene desarrollándose desde los últimos cuatro ejercicios, y participaron por primer vez laboratorios de Paraguay, Colombia y Perú.

Los laboratorios de Argentina fueron 18, 7 servicios pertenecientes a organismos oficiales, nacionales o provinciales y 11 a servicios privados, todos ellos inscriptos en los registros del Ministerio de Salud de la Nación. Los laboratorios extranjeros fueron 5. Dos de los 23 laboratorios participaron con dos sistemas dosimétricos.

Cabe señalar que los laboratorios que prestan el servicio de dosimetría en el ámbito privado no son fiscalizados por la Autoridad Regulatoria Nuclear.

2. DESARROLLO DEL EJERCICIO DE INTERCOMPARACIÓN

2.1. Diseño del ejercicio de intercomparación

Los laboratorios participantes enviaron a la ARN 13 (trece) dosímetros, 10 (diez) de los cuales fueron irradiados y los 3 (tres) restantes fueron considerados testigos. Cada laboratorio participante recibió un código individual. Este código fue mantenido durante todo el ejercicio de intercomparación, y fue utilizado para la evaluación de los resultados en el informe final.

Las irradiaciones fueron llevadas a cabo en el Centro Regional de Referencia para Dosimetría (CRRD-CNEA), perteneciente a la Red Internacional de Laboratorios Secundarios de Calibración Dosimétrica del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA). Las mismas se realizaron en total acuerdo con las recomendaciones de la publicación 4037-3[1] de la Organización Internacional de Estandarización (ISO, en inglés) sobre fantoma ISO e incidencia normal. Los detalles de las irradiaciones se describen a continuación:

Las energías de las irradiaciones fueron:

Radiación Gamma: Cs-137 y Co-60

Las dosis de irradiación están descriptas en la Tabla 1.

Tabla 1. Dosis de irradiación en condición de Hp (10)

Energía	Dosis (mSv)					
Cs-137	0,5	1	1	6	10	19
Co-60	0,5	2	5	9	---	---

Es importante destacar que no se realizaron irradiaciones en rayos X debido a una indisponibilidad del equipo del CRRD.

La distancia desde la salida del irradiador gamma hasta el punto de referencia de los dosímetros fue de 1,5 metros.

2.2 Laboratorios Participantes

Como ya fue expresado, en este ejercicio participaron 23 servicios de dosimetría de nuestro país y del extranjero. Los detectores utilizados por los laboratorios fueron:

- Film Monitoring
- Detectores Termoluniscentes (TLD)
- Detectores de Estimulación Óptica (OSL)
- Dosímetros Personales Electrónicos (EPD)

En la Figura 1 se observa el número de sistemas de dosimetría, según el tipo de detector que utiliza cada servicio. Como puede observarse, el material más empleado para la dosimetría es el TLD.

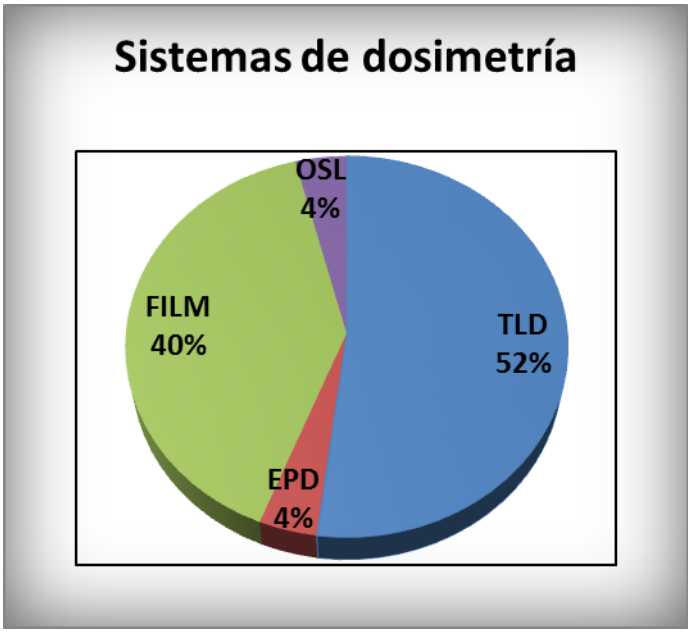


Figura 1. Número de sistemas de dosimetría según el tipo de detector.

2.3 Criterios de Aceptación

El criterio de aceptación para un valor de dosis informado en este ejercicio de intercomparación es el propuesto por la Norma ISO 14146:2002 [2] que se describe a continuación:

$$\frac{1}{1.5}\left(1-\frac{2\,H_0}{H_0+H_r}\right) \le \frac{H_m}{H_r} \le 1.5\left(1+\frac{H_0}{2\,H_0+H_r}\right) \qquad (1)$$

Dónde:

H_r es el valor de dosis verdadero convencional dado por el CRRD, Hp (10).

Hm es el resultado informado por cada laboratorio participante.

H_o es el límite inferior de respuesta a dosis del sistema participante. Se asume 0,2 mSv según lo establecido en [2].

Por lo tanto, se considerarán como válidos los resultados informados incluidos dentro de los límites establecidos por la expresión (1).

El criterio de aceptación para un servicio de dosimetría es el propuesto en el punto 7 de la Norma ISO 14146:2002 [2] que se describe a continuación:

"Se admite que como máximo, la décima parte de los dosímetros irradiados puedan exceder los límites indicados."

Dado que se irradiaron 10 dosímetros por laboratorio, se considera que alcanza este criterio un laboratorio que informa 9 valores dentro de los límites establecidos en (1). Esto implica un cumplimiento del 90%.

3. RESULTADOS

En la figura 2, se presenta los resultados de todos los laboratorios participantes.

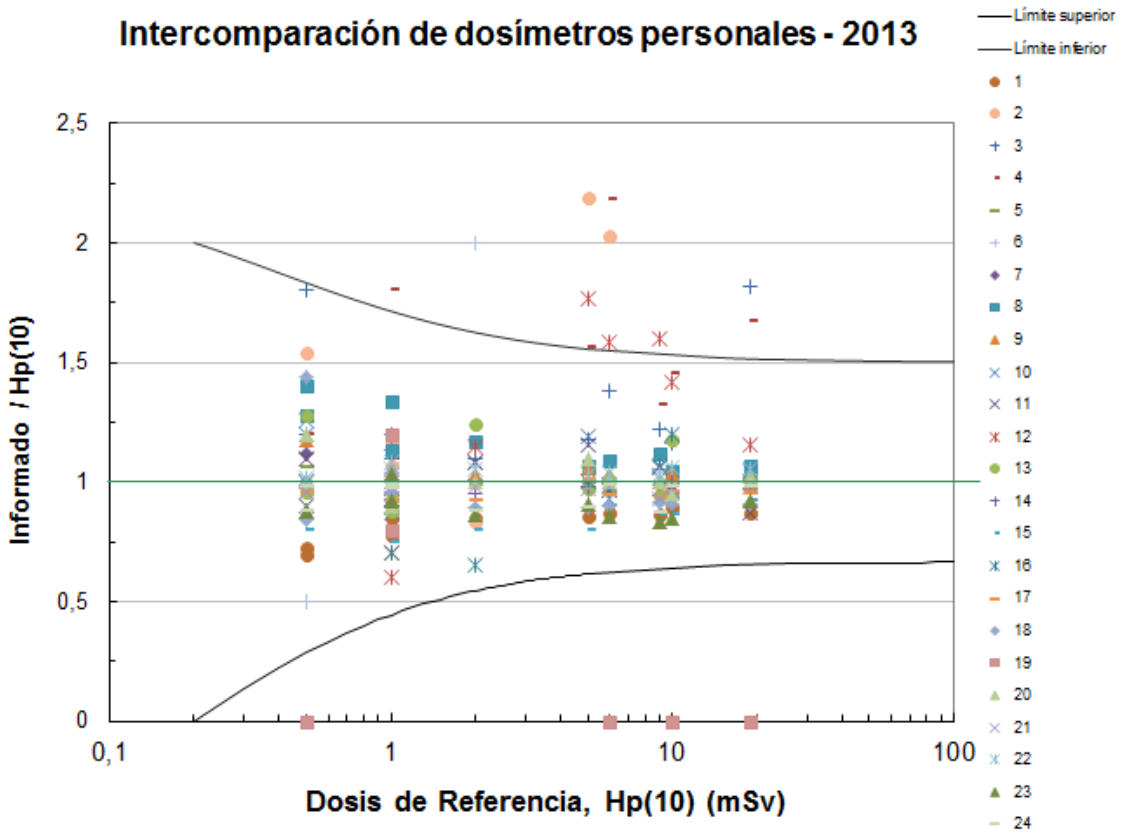


Figura 2. Resultado de todos los laboratorios participantes.

3.1 Análisis de los Resultados

De los 23 laboratorios participantes de este ejercicio de intercomparación 22 informaron los resultados (un laboratorio, a pesar de haber enviado los dosímetros para la irradiación, no informó los resultados). Dos laboratorios enviaron 2 sistemas de medición produciendo de esta forma un total de 24 sistemas dosimétricos.

A partir del análisis de los resultados obtenidos en el ejercicio de intercomparación de dosímetros se observa que el 91,7% informó sus resultados dentro del criterio de aceptación mencionado en [2]. Esto significa 9 valores aceptables.

Adicionalmente se observa que:

Si se tiene en cuenta el grado de cumplimiento:

- El 91,7% de los laboratorios participantes informaron el 100% de sus resultados dentro del rango de aceptación establecido en (1). Esto significa 10 valores aceptables.
- El 91,7% de los participantes estuvieron informaron el 80% de sus resultados dentro del rango de aceptación establecido en (1). Esto significa 8 valores aceptables.

En referencia al sistema dosimétrico.

- De los servicios que utilizan TLD el 100% cumple los criterios establecidos en [2].
- De los servicios que utilizan OSL el 100% cumple los criterios establecidos en [2].
- De los servicios que utilizan FILM el 77,8% cumple los criterios establecidos en [2].
- De los servicios que utilizan EPD el 100% cumple los criterios establecidos en [2].

En cuanto a los valores no aceptables:

- Se observaron 7 valores no aceptables. De este total, los 7 corresponden a FILM.
- De los 7 valores no aceptables el 42,9% son sobreestimaciones y el 57,1% son subestimaciones.

4. CONCLUSIONES

En este ejercicio participaron todos los servicios de dosimetría de la Argentina. El objetivo de los ejercicios de intercomparación es proporcionar una herramienta objetiva para evaluar la capacidad de los servicios de dosimetría personal.

En relación con el análisis de los resultados se puede concluir que el 91,7% de los participantes informó sus resultados dentro del criterio de aceptación mencionado en [2]. Esto significa 9 valores aceptables sobre los 10 dosímetros irradiados. Por otro lado, se observa un mejor rendimiento en los laboratorios que utilizan TLD y OSL que los que desarrollan sus actividades con Film. Es importante destacar que los profesionales responsables de los servicios de dosimetría por TLD fueron capacitados en la Comisión Nacional de Energía Atómica.

Cabe señalar que en este 10^{o} ejercicio se presentaron cinco laboratorios internacionales, entre los cuales Paraguay, Colombia y Perú participan por primera vez.

5. REFERENCIAS

[1] ISO 4037-3 X and gamma reference radiation for calibrating dosemeters and doserate meters and for determining their response as a function of photon energy.

[2] ISO 14146:2002 Criteria and performance limits for the periodic evaluation of processors of personal dosemeters for X and gamma radiation.

Martín A. Reyes
mreyes@arn.gob.ar

Gabriel A. Ferrufino
gferrufino@arn.gob.ar

Adrián P. Discacciatti
adiscacciatti@arn.gob.ar

Fabio O. López
flopez@arn.gob.ar

Resultados del Décimo Ejercicio de Intercomparación de Servicios de Dosimetría Personal realizado en la República Argentina en el año 2013 y 2014

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – ARGENTINA

INTRODUCCIÓN

En este trabajo es presentan los resultados del Décimo Ejercicio de Intercomparación de Dosímetros Personales organizado por la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) con la participación del Centro Regional de Referencia para Dosimetría (CRRD) de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA), realizado en el año 2013 y 2014.

En este ejercicio de intercomparación participaron todas las empresas privadas que prestan servicio de dosimetría personal en el ámbito de la República Argentina. También participaron todos los laboratorios de organismos oficiales, provinciales y nacionales, que prestan servicio de dosimetría personal a sus trabajadores ocupacionalmente expuestos a las radiaciones ionizantes. Además, se contó con la participación de laboratorios de la República de Cuba, República Oriental del Uruguay, República del Paraguay, República Bolivariana de Venezuela y de la República de Colombia.

Se puede concluir que el 91,7% de los participantes informó sus resultados dentro del criterio de aceptación mencionado en IRAM-ISO 14146 [2].

OBJETIVO

El objetivo primario de este ejercicio de intercomparación es proporcionar una herramienta objetiva para evaluar la capacidad de los servicios de dosimetría personal de acuerdo al criterio establecido en el punto 7 de la Norma ISO 14146:2002 [2] , el cual menciona: "Se admite que como máximo, la décima parte de los dosímetros irradiados puedan exceder los límites indicados".

MATERIALES Y MÉTODOS

Los laboratorios participantes enviaron a la ARN 13 (trece) dosímetros, 10 (diez) de los cuales fueron irradiados y los 3 (tres) restantes fueron considerados testigos. Cada laboratorio participante recibió un código individual. Las irradiaciones fueron llevadas a cabo en el Centro Regional de Referencia para Dosimetría (CRRD-CNEA), perteneciente a la Red Internacional de Laboratorios Secundarios de Calibración Dosimétrica del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA). Las mismas se realizaron en total acuerdo con las recomendaciones de la Norma ISO 4037-3 [1] sobre fantoma ISO e incidencia normal. Los detalles de las irradiaciones se describen a continuación:

Las energías de las irradiaciones fueron:

- Radiación Gamma: Cs-137 y Co-60

Las dosis de irradiación están descriptas en la Tabla 1.

Tabla 1. Dosis de irradiación en condición de Hp(10)

Energía	Dosis (mSv)					
Cs-137	0,5	1	1	6	10	19
Co-60	0,5	2	5	9	---	---

Los detectores utilizados por los laboratorios fueron:

- Film Monitoring
- Detectores Termoluminiscentes (TLD)
- Detectores de Estimulación Óptica (OSL)
- Dosímetros Personales Electrónicos (EPD)

RESULTADOS

El criterio de aceptación para un valor de dosis informado en este ejercicio de intercomparación es el propuesto en [2] el cual se describe a continuación:

$$\frac{1}{1.5}\left(1-\frac{2H_0}{H_0+H_r}\right) \le \frac{H_m}{H_r} \le 1.5\left(1+\frac{H_0}{2H_0+H_r}\right) \qquad (1)$$

Donde:

- Hr es el valor de dosis verdadero convencional dado por el CRRD, Hp (10).
- Hm es el resultado informado por cada laboratorio participante.
- Ho es el límite inferior de respuesta a dosis del sistema participante. Se asume 0,2 mSv según lo establecido en [2].

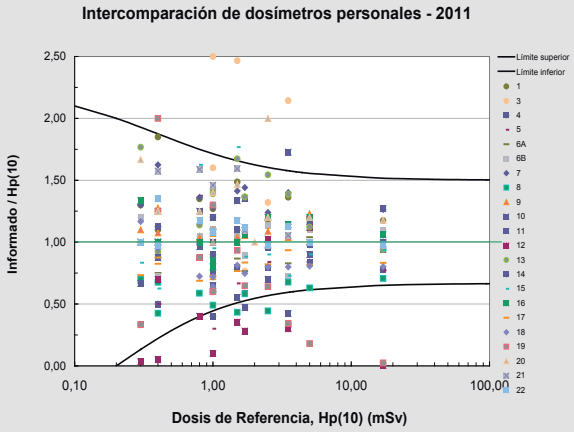
Por lo tanto, se considerarán como válidos los resultados informados incluidos dentro de los límites establecidos por la expresión (1).

El criterio de aceptación para un servicio de dosimetría es el propuesto en el punto 7 de la Norma ISO 14146:2002 [2] que se describe a continuación:

"Se admite que como máximo, la décima parte de los dosímetros irradiados puedan exceder los límites indicados."

En la figura 1, se presenta los resultados de todos los laboratorios participantes.

Figura 1. Resultados de todos los Laboratorios participantes



CONCLUSIONES

De los 23 laboratorios participantes de este ejercicio de intercomparación 22 informaron los resultados (un laboratorio, a pesar de haber enviado los dosímetros para la irradiación, no informo los resultados). Dos laboratorios enviaron 2 sistemas de medición produciendo de esta forma un total de 24 sistemas dosimétricos.

A partir del análisis de los resultados obtenidos en el ejercicio de intercomparación de dosímetros se observa que el 91,7% informó sus resultados dentro del criterio de aceptación mencionado en [2]. Esto significa 9 valores aceptables.

REFERENCIAS

[1] ISO 4037-3 X and gamma reference radiation for calibrating dosemeters and doserate meters and for determining their response as a function of photon energy.

[2] ISO 14146:2002 Criteria and performance limits for the periodic evaluation of processors of personal dosemeters for X and gamma radiation.

Geographic Information System (GIS) Applied to Nuclear Accident Response

Rodriguez, M.; Sadañiowski, I. and Baldomir, S.

Presentado en: International Conference on Global Emergency Preparedness and Response.
Viena, Austria, 19 al 23 de octubre de 2015

Geographic Information System (GIS) Applied to Nuclear Accident Response

M. RODRIGUEZ
Autoridad Regulatoria Nuclear, Subgerencia Intervención en Emergencias Nucleares y Radiológicas, Av. Del Libertador 8250, C.P. 1429, Ciudad Autónoma de Buenos Aires, Argentina.
E-mail address: mvrodriguez@arn.gob.ar

I. SADAÑIOWSKI, B. BALDOMIR
Autoridad Regulatoria Nuclear, Subgerencia Intervención en Emergencias Nucleares y Radiológicas, Av. Del Libertador 8250, C.P. 1429, Ciudad Autónoma de Buenos Aires, Argentina.

Abstract:

ARN´s Emergency Control Center (CCE) has a geographic information system applied to nuclear and radiological emergency preparedness and response. This system results very useful for representing and analyzing emergency scenes, efficient resources performance and counseling the decision makers about protection actions.

The GIS is composed of a database with geographical information such as social, economic, physical and environmental data and incorporates results for forecasting models and measurements of environmental impact during the emergency. This enables the analysis of data in real time and facilitates decision-making.

In addition, forecasting radiological consequences evaluation models used by CCE are compatible with GIS.

Finally, it highlights the importance of integration forecasting radiological consequences evaluation models with GIS in the different emergency stages. In response preparedness stage (before the accident), and during the emergency, as well GIS as the models resuls must be indispensably supplemented with field monitoring data. This integration is also useful for post-emergency stage to verify that the measures addopted in an early stage were appropiated.

1. Introduction

The 24.804 Act, “The National Law On Nuclear Activities”, establishes that the Nuclear Regulatory Authority (ARN) shall be responsible for regulating and controlling nuclear activities. It also settles ARN functions related to preparedness and response to nuclear and radiological emergencies. In particular, ARN is responsible for managing and co-ordinating the response in case of a nuclear emergency.

Since 2003, ARN´s Emergency Control Center (CCE) has a geographic information system applied to nuclear and radiological emergency preparedness and response. This system results very useful for representing and analyzing emergency scenes, efficient resources performance and counseling the decision makers about protection actions.

The GIS is composed of a database with geographical information such as social, economic, physical and environmental data and incorporates results for forecasting models and measurements of environmental impact during the emergency. This enables the analysis of data in real time and facilitates decision-making.

In addition, forecasting radiological consequences evaluation models used by CCE are compatible with GIS.

Finally, it highlights the importance of integration forecasting radiological consequences evaluation models with GIS in the different emergency stages. In response preparedness stage (before the accident), and during the emergency, as well GIS as the models resuls must be indispensably supplemented with field monitoring data. This integration is also useful for post-emergency stage to verify that the measures addopted in an early stage were appropiated.

2. Method

CCE´s geographic information system is based on ArcGIS online platform and the 10.1 ArcGIS desktop version. It also counts with GeoEye Satellite Images from Atucha´s and Embalse´s sites, and the 10 km area around them, taken in 2010 with a 0.41 m panchromatic resolution and a 1.65 m spectral resolution.

For Assessment of Radiological Consequences the CCE employs the Dose Assessment in Accidents System (SEDA) code, which was developed by ARN, to obtain isodose and isoconcentration lines in a local scale (20 km). For this scale and the regional scale too, the International Exchange Program (IXP), developed by the National Atmospheric Release Advisory Center (NARAC) is used. For a global dispersion analysis, assistance from the World Meteorological Organization (WMO) is obtained, through the National Meteorological Service (SMN) of Argentina. WMO will forward the request to run the different models to all the Regional Specialized Meteorological Centers (RSMC). All these results can be integrated to the desktop and online versions of ArcGIS.

3. Results

Results from SEDA, IXP and WMO are compatible with GIS and can be combined to obtain a single output. By this integration process, outcomes from models can be analyzed and interrelated with CCE´s database. This kind of analysis allows to determine the number of people to be evacuated, to bound the zones from where produce must be restricted, and to form a plan for environmental monitoring and post-emergency mitigation activities.

Figure 1 shows ArcGIS outputs for SEDA and IXP to be used during emergency preparedness training exercises in the area of Embalse nuclear power plant:

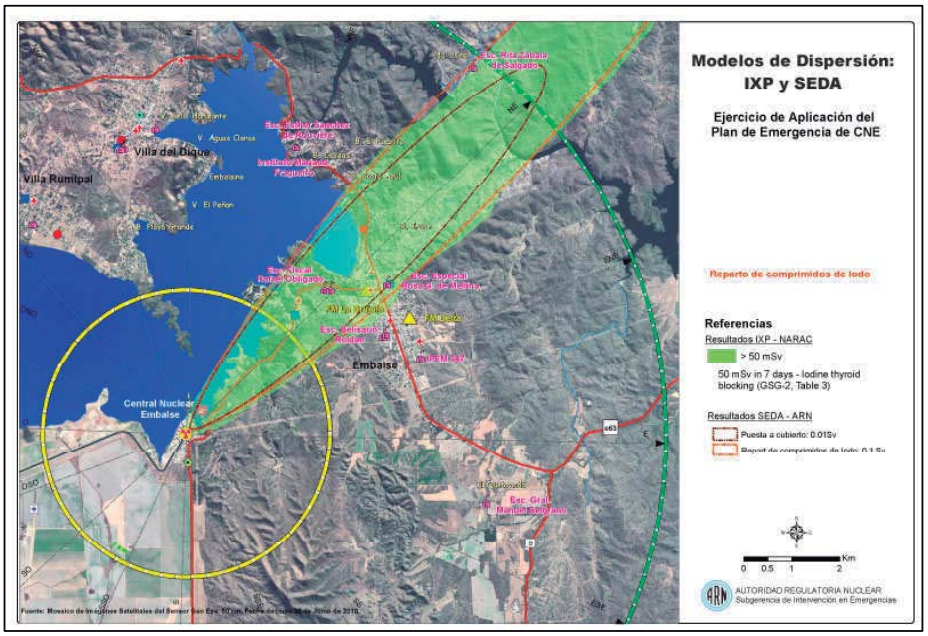


Figure 1. ArcGIS output with data from SEDA and IXP. 2014 CNE emergency preparedness exercise.

ArcGIS Online platform allows members within an organization to use, create and share maps, scenes, applications and data, and to access base maps and ready-to-use applications. It provides the chance to post data, such as interactive maps and web layers, which can be accessed from any device. This turns to be extremely useful in emergency response as reports generated in CCE could be seen at Incident Commands from any of our nuclear power plants, at operational centers from security forces, or at the mobile device from any authorized user in Argentina or a foreign country.

This is an useful tool not only for emergency response, but also for preparedness, as it makes it easier to share all kind of relevant information. Maps won't remain as static information during an emergency, formerly posted maps can be updated and immediately share with the users.

4. Conclusions

CCE counts with models for assessing the consequences after radiological or nuclear emergencies. These models (SEDA, IXP, WMO) cover all the geographic scales that should be considered in order to make the best arrangements to face a situation with potential emission of radioactive material.

Integrating the different outputs obtained from GIS aims to outline different radiological or nuclear emergency scenarios in order to make the right decisions related to resources usage (human resources, equipment, devices, etc.)

ArcGIS online platform is an original and useful way to manage emergency preparedness and response. It makes access to information a lot easier for the different authorized actors involved in an emergency.

References

- NUCLEAR REGULATORY AUTHORITY (ARN) (2012), Emergency Preparedness and Response and Post-Accident Management, Second CNS Extraordinary meeting Argentine National Report.

- SADAÑIOWSKI, I., TELLERIA, D., JORDAN, O., BRUNO, H., BOUTET, L., HERNANDEZ, D. (2006), Implementación de un Sistema de Información Geográfico en Emergencias Nucleares, Memorias CIC Acapulco 2006 en CDROM 1, Primer Congreso Americano del IRPA 2006 /XXIV Reunión Anual de la SMSR y XVII Congreso Anual de la SNM, México.

Geographic Information System (GIS) Applied to Nuclear Accident Response

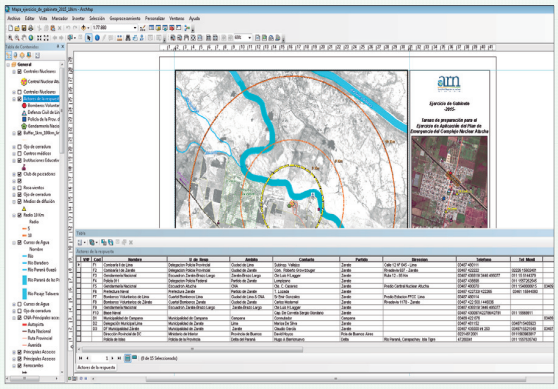
Mónica Rodriguez[1*], Ivana Sadañiowski[1], Solange Baldomir[1]
[1]Nuclear Regulatory Authority, *Argentina.*
**email: mvrodriguez@arn.gob.ar*

INTRODUCTION

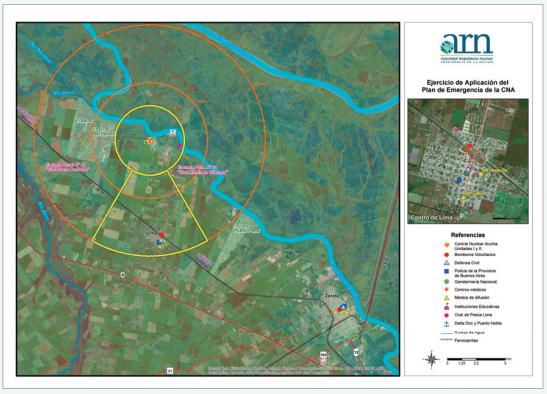
In Argentina, "The National Law On Nuclear Activities" (24.804 Act), establishes that the Nuclear Regulatory Authority (ARN) shall be responsible for regulating and controlling nuclear activities. It also settles ARN functions related to preparedness and response to nuclear and radiological emergencies. In particular, ARN is responsible for managing and coordinating the response in case of a nuclear emergency.

Since 2003, ARN´s Emergency Control Center (CCE) has a geographic information system applied to nuclear and radiological emergency preparedness and response. This system results very useful for representing and analyzing emergency scenes, efficient resources performance and counseling the decision makers about protection actions.

The GIS is composed of a database with geographical information such as social, economic, physical and environmental data and incorporates results for forecasting models and measurements of environmental impact during the emergency. This enables the analysis of data in real time and facilitates decision-making.



Finally, it highlights the importance of integration forecasting radiological consequences evaluation models with GIS in the different emergency stages. In response preparedness stage and during the emergency, as well GIS as the models results must be indispensably supplemented with field monitoring data. This integration is also useful for post-emergency stage to verify that the measures adopted were appropiated.

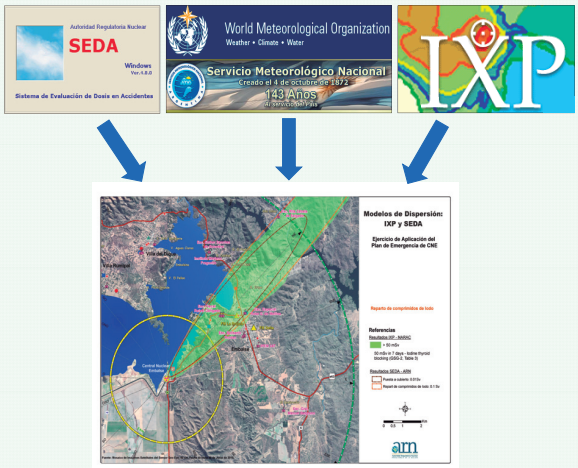


METHODS

CCE´s geographic information system is based on ArcGIS online platform and the 10.1 ArcGIS desktop version. It also counts with GeoEye Satellite Images from Atucha´s and Embalse´s sites, and the 10 km area around them, taken in 2010 with a 0.41 m panchromatic resolution and a 1.65 m spectral resolution.
For Assessment of Radiological Consequences the CCE employs the Dose Assessment in Accidents System (SEDA) code, which was developed by ARN, to obtain isodose and isoconcentration lines in a local scale (20 km). For this scale and the regional scale too, the International Exchange Program (IXP), developed by the National Atmospheric Release Advisory Center (NARAC) is used. For a global dispersion analysis, assistance from the World Meteorological Organization (WMO) is obtained, through the National Meteorological Service (SMN) of Argentina. WMO will forward the request to run the different models to all the Regional Specialized Meteorological Centers (RSMC). All these results can be integrated to the desktop and online versions of ArcGIS.

RESULTS

Results from SEDA, IXP and WMO are compatible with GIS and can be combined to obtain a single output. By this integration process, outcomes from models can be analyzed and interrelated with CCE´s database. This kind of analysis allows to determine the number of people to be evacuated, to bound the zones from where produce must be restricted, and to form a plan for environmental monitoring and post-emergency mitigation activities.



The outputs for SEDA and IXP to be used during emergency preparedness training exercises in the area of Embalse nuclear power plant.

ArcGIS Online platform allows members within an organization to use, create and share maps, scenes, applications and data, and to access base maps and ready-to-use applications. It provides the chance to post data, such as interactive maps and web layers, which can be accessed from any device. This turns to be extremely useful in emergency response as reports generated in CCE could be seen at Incident Commands from any of our nuclear power plants, at operational centers from security forces, or at the mobile device from any authorized user in Argentina or a foreign country.
This is an useful tool not only for emergency response, but also for preparedness, as it makes it easier to share all kind of relevant information. Maps won't remain as static information during an emergency, formerly posted maps can be updated and immediately share with the users.

CONCLUSIONS

CCE counts with models for assessing the consequences after radiological or nuclear emergencies. These models (SEDA, IXP, WMO) cover all the geographic scales that should be considered in order to make the best arrangements to face a situation with potential emission of radioactive material.
Integrating the different outputs obtained from GIS aims to outline different radiological or nuclear emergency scenarios in order to make the right decisions related to resources usage (human resources, equipment, devices, etc.)
ArcGIS online platform is an original and useful way to manage emergency preparedness and response. It makes access to information a lot easier for the different authorized actors involved in an emergency.

Intercomparación Argentina de Dosimetría Interna 2014: cálculo de dosis

Rojo, A.M.; Puerta, N.; Gossio, S. y Gómez Parada, I.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 de abril de 2015

INTERCOMPARACIÓN ARGENTINA DE DOSIMETRÍA INTERNA 2014: CÁLCULO DE DOSIS

Rojo, A., Puerta, N., Gossio, S., Gomez Parada, I.

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Argentina

RESUMEN

La estimación de dosis efectiva comprometida debida a la incorporación de radionucleidos es un proceso complejo cuyo resultado depende de una serie de factores como son la cantidad y calidad de datos de medición, la habilidad del dosimetrista, las herramientas de cálculo disponibles y las hipótesis asumidas sobre el caso. Debido a que esta variedad de factores hacían que para un mismo caso de exposición interna distintos laboratorios obtuvieran resultados diferentes, el grupo Europeo de Dosimetría Interna (EURADOS) desarrolló las *IDEAS Guidelines,* con el objeto de armonizar los procesos de interpretación de los datos de medición. Con el fin de verificar la implementación de las Guías IDEAS, el Laboratorio de Dosimetría Interna (LDI) de la ARN organizó en el 2014 un ejercicio de Intercomparación Nacional de Evaluación de Dosis por Incorporación de Radionucleídos, al cual convocó a laboratorios de dosimetría interna del país. En este ejercicio se propusieron cuatro casos simulados de exposición interna ocupacional de una complejidad particular en cada uno de ellos, involucrando incorporaciones de ^{131}I, ^{137}Cs y Tritio. Los LDI participantes fueron 4. Dichos participantes debieron interpretar los datos de medición para reportar los resultados de incorporación y de dosis efectiva comprometida. El análisis de desempeño de los participantes se evaluó mediante el estadístico z y los valores asignados de incorporación y dosis fueron definidos a partir de los resultados de la Intercomparación Regional de Cálculo de Dosis en la cual se evaluaron los mismos casos que en el presente ejercicio. En este trabajo se analizaron los aspectos más destacables del desempeño de los LDI Nacionales, considerando que todos los inscriptos reportaron los 4 casos propuestos. El porcentaje de resultados aceptados fue muy satisfactorio superando en todos los casos el 63%.

1. INTRODUCCIÓN

El laboratorio de dosimetría interna (LDI) de la Autoridad Regulatoria Nuclear ha organizado en el año 2014 un Ejercicio de Intercomparación Nacional de Cálculo de Dosis Efectiva proponiendo escenarios simulados de exposición interna de trabajadores ocupacionalmente expuestos diseñados con diferente complejidad.

El análisis de los resultados de este ejercicio se corresponde con los criterios vigentes para la evaluación de la exposición interna, publicados en la página web de EURADOS http://www.eurados.org/..., "IDEAS Guidelines (version 2) for the Estimation of Committed Doses from Incorporation Monitoring Data" [1]. Los participantes de esta intercomparación se presentan en la tabla 1.

Los casos simulados de exposición interna que se han elaborado con diferente grado de complejidad se describen en detalle en la publicación ARN PI 1/15 [2] y son los siguientes:

- CASO 1: Incorporación repetida de ^{131}I
- CASO 2: Incorporación única de ^{131}I

[1] E-mail del Autor. arojo@arn.gob.ar

- CASO 3: Incorporación única de ^{137}Cs
- CASO 4: Incorporación única de ^{3}H

Tabla 1. Participantes en la Intercomparación Nacional de Dosimetría Interna 2014

Comisión Nacional de Energía Atómica, Centro Atómico Bariloche
Comisión Nacional de Energía Atómica, Centro Atómico Ezeiza
Núcleoeléctrica Argentina S.A. (NA-SA) Central Nuclear EMBALSE (CNE)
Núcleoeléctrica Argentina S.A. (NA-SA) Central Nuclear ATUCHA (CNA)

2. OBJETIVO

El objetivo de este trabajo es presentar el análisis de los resultados del Ejercicio de Intercomparación Nacional de Dosimetría Interna del año 2014, como una herramienta para verificar la capacidad de los participantes en la interpretación de datos del monitoreo individual de los trabajadores para la evaluación de la exposición interna en término de Dosis Efectiva y constatar la implementación de los criterios actuales vigentes publicados por el grupo Europeo de Dosimetría (EURADOS) en las Guías IDEAS.

3. EVALUACIÓN DE LOS RESULTADOS

A continuación se presenta la metodología de evaluación y el análisis de los resultados de los casos propuestos en esta intercomparación.

3.1 Evaluación de Desempeño

3.1.1 Determinación del valor asignado

Para el análisis estadístico es necesario disponer de un valor de referencia contra el cual contrastar los resultados de los participantes. Ese valor de referencia, "valor asignado", fue obtenido a partir de los resultados reportados por laboratorios expertos de dosimetría interna en la Intercomparación Regional 2013, ARN PI 1/15 [2] de la cual participaron 20 laboratorios de 14 países resolviendo los mismos 4 casos que se proponen en esta intercomparación. El procedimiento por el cual se hallaron estos valores de referencia se detalla en la publicación ARN PI 2/15. [3]

3.1.2 Criterio de aceptación de los valores reportados

Para realizar la evaluación de desempeño de los participantes se seleccionó el estadístico z como el más apropiado. [4]

El procedimiento se basa en la hipótesis nula de que todos los datos pertenecen a una distribución lognormal. Si un valor estuviera fuera del intervalo de confianza del 98,8%, entonces la hipótesis nula es rechazada y el valor es considerado "No Aceptado".

Por lo tanto se calcula el estadístico z para cada valor reportado, de incorporación o de Dosis Efectiva, de acuerdo a la siguiente expresión:

$$z = \frac{\ln X - \ln\ (\text{valor asignado})}{\ln\ (\text{incertidumbre asignada})} \qquad (1)$$

Siendo *X*: el valor reportado de Incorporación o de Dosis Efectiva

El criterio de aceptación es el siguiente: el estadístico z cuyo modulo sea mayor a 2,5 (intervalo de confianza correspondiente al 98,8%), será considerado como "No Aceptado".

3.2 Análisis de los Resultados de Cada Caso

3.2.1 Caso 1: Incorporación repetida de ^{131}I

El caso fue evaluado por los 4 participantes inscriptos (100%).Se evalúan 5 períodos de un monitoreo rutinario.

A continuación se presentan tablas con los datos del valor asignado y su desviación estándar geométrica, la evaluación estadística, y los gráficos del estadístico z para cada uno de los 5 períodos evaluado del caso 1.

1° Período

Tabla 1. Valores estadísticos de incorporación y E(50) para el 1° período del Caso 1.

Magnitud	Valor Asignado	Desviación Estándar Geométrica
Incorporación	3,01E+04 Bq	1,08
E(50)	0,59 mSv	1,07

Tabla 2. Resultados de la evaluación de desempeño en el período 1 del caso 1.

Código	Incorporación (Bq)	z	Conclusión	E(50) mSv	z	Conclusión
1	3,02E+04	0,06	Aceptado	0,61	0,49	Aceptado
2	3,18E+04	0,72	Aceptado	0,64	1,20	Aceptado
3	2,88E+04	0,57	Aceptado	0,576	0,35	Aceptado
4	3,02E+04	0,04	Aceptado	0,332	8,50	No aceptado

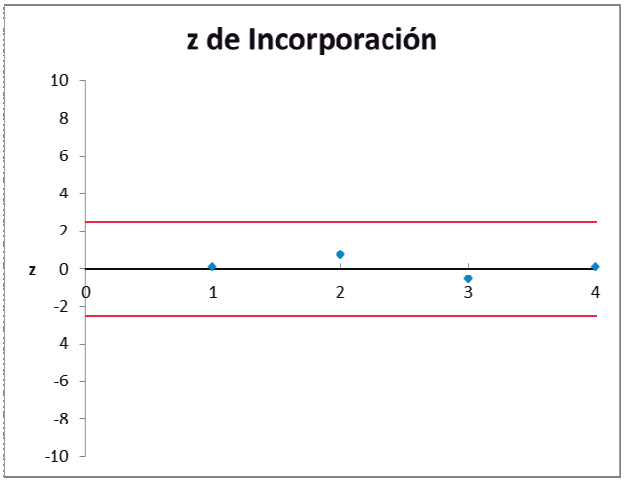


Figura 1. Estadístico z de la incorporación reportada en el período 1 del caso 1

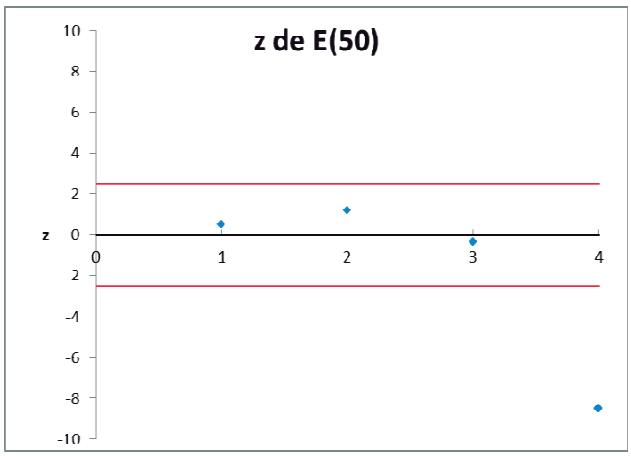


Figura 2. Estadístico z de la dosis E(50) reportada en el período 1 del caso 1

2° Período

De acuerdo al procedimiento recomendado por las Guías IDEAS, se concluye que no se está en presencia de una nueva incorporación en este período. Solamente el laboratorio 4 reportó incorporación.

3° Período

Tabla 3. Valores estadísticos de la incorporación y de E(50) en el 3° período del Caso 1.

Magnitud	Valor Asignado	Desviación Estándar Geométrica
Incorporación de ^{131}I	4,50E+04 Bq	1,05
E(50)	0,9 mSv	1,05

Tabla 4. Resultados de la evaluación de desempeño para el período 3 del caso 1.

Código	Incorporación (Bq)	z	Conclusión	E(50) mSv	z	Conclusión
1	4,52E+04	0,09	Aceptado	0,9	0,00	Aceptado
2	4,32E+04	0,82	Aceptado	0,86	0,93	Aceptado
3	4,69E+04	0,85	Aceptado	0,938	0,85	Aceptado
4	4,53E+04	0,14	Aceptado	0,498	12,13	No aceptado

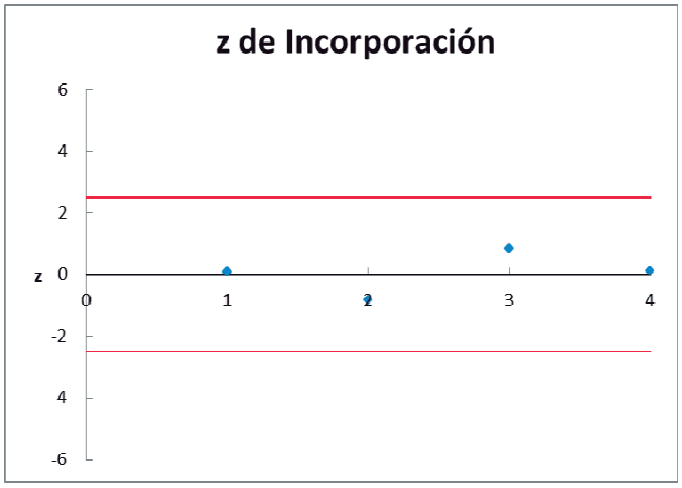


Figura 3. Estadístico z de la incorporación reportada en el período 3 del caso 1.

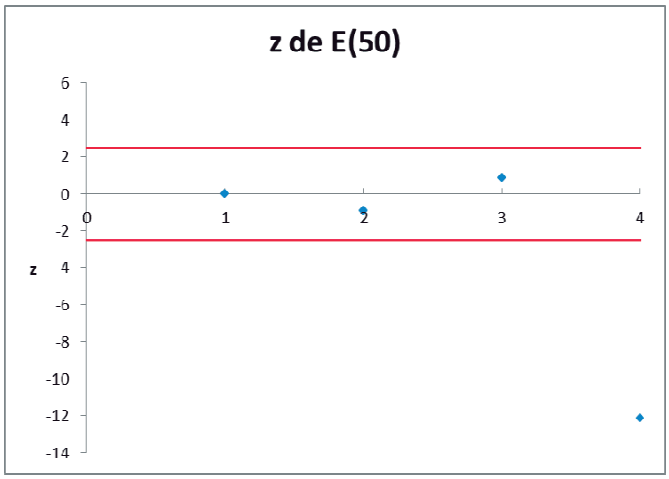


Figura 4. Estadístico z de la dosis E(50) reportada en el período 3 del caso 1.

4° Período

Tabla 5. Valores estadísticos de la incorporación y de E(50) en el 4° período del Caso 1

Magnitud	Valor Asignado	Desviación Estándar geométrica
Incorporación de ^{131}I	2,55E+04 Bq	1,13
E(50)	0,49 mSv	1,08

Tabla 6. Resultados de la evaluación de desempeño en el período 4 del caso 1

Código	Incorporación (Bq)	z	Conclusión	E(50) mSv	z	Conclusión
1	2,67 E+04	0,38	Aceptado	0,534	1,12	Aceptado
2	2,68E+04	0,40	Aceptado	0,540	1,26	Aceptado
3	2,32E+04	-0,77	Aceptado	0,464	-0,71	Aceptado
4	2,31E+04	-0,81	Aceptado	0,254	-8,54	No aceptado

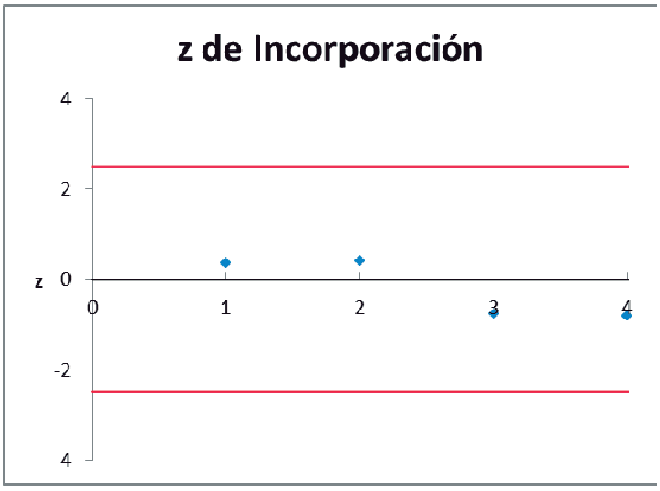


Figura 5. Estadístico z de la incorporación reportada en el período 4 del caso 1.

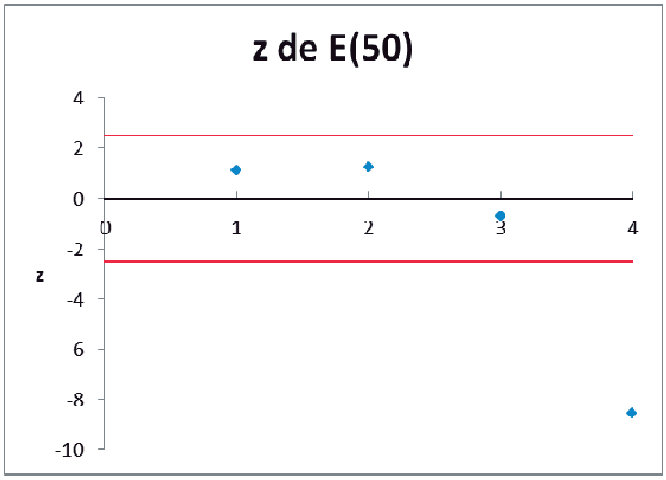


Figura 6. Estadístico z de la dosis E(50) reportada en el período 4 del caso 1.

5° Período

De acuerdo al procedimiento recomendado por las Guías IDEAS, se concluye que no se está en presencia de una nueva incorporación en este período. Los laboratorios 3 y 4 reportaron incorporación.

3.2.2 Caso 2: Incorporación única de ^{131}I

El caso fue evaluado por los 4 participantes (100%). El valor asignado y la desviación estándar geométrica se presentan en la tabla 7.

Tabla 7. Valores estadísticos de la incorporación y de E(50) del Caso 2.

Magnitud	Valor Asignado	Desviación Estándar Geométrica
Incorporación de ^{131}I	3,5E+05 Bq	1,37
E(50)	6,59 mSv	1,12

En la tabla 8 se presentan los resultados de los participantes y la evaluación de desempeño de los mismos mediante el estadístico z:

Tabla 8. Resultados de la evaluación de desempeño de los participantes.

Código	Incorporación (Bq)	z	Conclusión	E(50) mSv	z	Conclusión
1	2,94E+05	-0,55	Aceptado	5,83	-1,08	Aceptado
2	3,12E+05	-0,36	Aceptado	6E-3	-61,78	No aceptado
3	3,66E+05	0,14	Aceptado	7,32	0,93	Aceptado
4	2,42E+05	-1,17	Aceptado	4,83	-2,74	No aceptado

En las figuras 7 y 8 se presentan los resultados de la evaluación de desempeño de los participantes mediante el estadístico z.

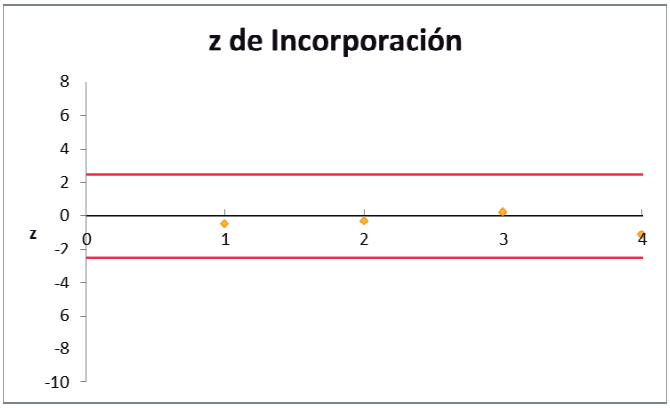


Figura 7. Estadístico z de la incorporación reportada para el caso 2.

Figura 8. Estadístico z de la dosis E(50) reportada para caso 2.

4.2.3 Caso 3: Incorporación única de ^{137}Cs

El caso fue evaluado por los 4 participantes (100%). El valor asignado y la desviación estándar geométrica se presentan en la tabla 9.

Tabla 9. Valores estadísticos de la incorporación y de E(50) del caso 3.

Magnitud	Valor Asignado	Desviación Estándar Geométrica
Incorporación de ^{131}I	6,86E+05 Bq	1,02
E(50)	4,60 mSv	1,02

En la tabla 10 se presentan los resultados de los participantes y la evaluación de desempeño de los mismos mediante el estadístico z:

Tabla 10. Resultados de la evaluación de desempeño de los participantes en el caso 3.

Código	Incorporación (Bq)	z	Conclusión	E(50) mSv	z	Conclusión
1	6,87E+05	0,07	Aceptado	4,61	0,11	Aceptado
2	6,96E+05	0,73	Aceptado	0,0046	-348,83	No aceptado
3	6,92E+05	0,44	Aceptado	4,63	0,33	Aceptado
4	6,65E+05	-1,57	Aceptado	4,45	-1,67	Aceptado

En las figuras 9 y 10 se presentan los resultados de la evaluación de desempeño de los participantes mediante el estadístico z.

Figura 9. Estadístico z de la incorporación reportada para el caso 3.

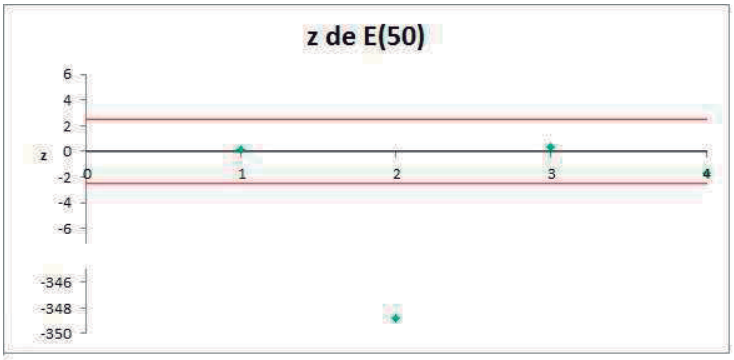


Figura 10. Estadístico z de la dosis E(50) reportada para el caso 3

4.2.4 Caso 4: Inhalación aguda de ^{3}H

El caso fue evaluado por los 4 participantes (100%). El valor asignado y su desviación estándar geométrica se presentan en la tabla 11

Tabla 11. Valores estadísticos de la incorporación y de E(50) del caso 4.

Magnitud	Valor Asignado	Desviación Estándar Geométrica
E(50)	11,9 mSv	1,09

En la tabla 12 se presentan los resultados de los participantes y la evaluación de desempeño de los mismos mediante el estadístico z:

Tabla 12. Resultados de la evaluación de desempeño de los participantes en el caso 4.

Código	E(50) (mSv)	z	Conclusión
1	12,7	0,75	Aceptado
2	76,00	21,52	No aceptado
3	14,71	2,46	Aceptado
4	0,09	56,68	No aceptado

En la figura 21 se presentan los resultados de la evaluación de desempeño de los participantes mediante el estadístico z.

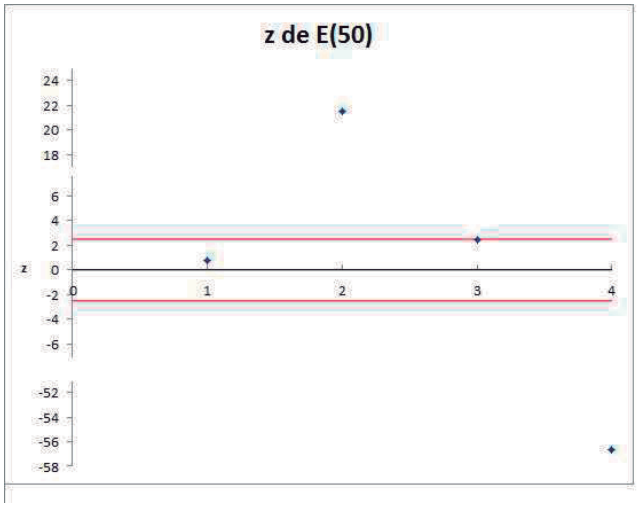


Figura 11. Evaluación z de la dosis E(50) reportada por los participantes para caso 4.

4. CONCLUSIONES

Este Ejercicio de Intercomparación Nacional de Dosimetría Interna para el Cálculo de Dosis Efectiva demuestra que el desempeño de la mayoría de los laboratorios participantes en la interpretación de datos de monitoreo individual es satisfactorio.

Todos los participantes informaron los resultados de los 4 casos. No todos los participantes se ajustaron a las Guías IDEAS, algunos lo hicieron parcialmente o no las aplicaron. Se observa dificultad en el tratamiento de los datos y de las incertezas. En particular, aquellos participantes que han aplicado los criterios vigentes para la evaluación de la exposición interna, publicados por el grupo europeo de dosimetría (EURADOS) "IDEAS Guidelines for the Estimation of Committed Doses from Incorporaction Monitoring Data" evidencian resultados dentro del rango aceptable de la distribución.

Del análisis realizado surgen las siguientes recomendaciones:

- Realizar ejercicios periódicos de intercomparación de cálculo de dosis
- Realizar talleres de discusión de los resultados de las intercomparaciones
- Traducir las Guías IDEAS al español
- Organizar Cursos Avanzados de Dosimetría Interna basado en las Guías IDEAS
- Disponer de herramientas computacionales que faciliten la implementación de las Guías IDEAS

Estas recomendaciones permitirán mantener actualizados los conocimientos sobre la aplicación de las Guías IDEAS entre los especialistas en dosimetría interna de Argentina.

Esto contribuirá al aseguramiento de la calidad de los resultados de la evaluación de los datos de monitoreo individual de los trabajadores expuestos a fuentes abiertas.

5. REFERENCIAS

[1] C.M. Castellani, J.W. Marsh, C. Hurtgen,E. Blanchardon, P. Berard, A. Giussani, M.A. Lopez. IDEAS Guidelines (Version 2) for the Estimation of Committed Doses from Incorporation Monitoring Data. EURADOS Report 2013-01 Braunschweig, March 2013
[2] ARN PI 1/15 Reporte de resultados Intercomparación Regional de Dosimetría Interna 2013
[3] ARN PI 2/15 Intercomparación Argentina de Dosimetría Interna 2014: Cálculo de Dosis
[4] ISO/IEC 17043:2010. Conformity assessment-General requirements for proficiency testing. Suiza (2010)

Ana Rojo
arojo@arn.gob.ar

Nancy Puerta
npuerta@arn.gob.ar

Sebastián Gossio
sgossio@arn.gob.ar

Inés Gomez Parada
igomez@arn.gob.ar

Intercomparación Argentina de Dosimetría Interna 2014: cálculo de dosis

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – ARGENTINA

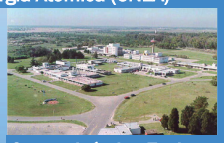
INTRODUCCIÓN

El Laboratorio de Dosimetría Interna (LDI) de la ARN organizó en el 2014 un ejercicio de Intercomparación de Evaluación de Dosis por Incorporación de Radionucleidos, con el fin de verificar la capacidad de respuesta nacional en dosimetría interna y la implementación de las Guías IDEAS. En este ejercicio se propusieron cuatro casos simulados de exposición interna ocupacional con una complejidad particular en cada uno de ellos, involucrando diferentes escenarios de incorporaciones de ^{131}I, ^{137}Cs y Tritio. En este trabajo se analizan aspectos relacionados con el desempeño de los LDI Nacionales.

PARTICIPANTES

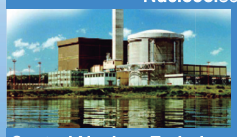
Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA)

Centro Atómico Bariloche

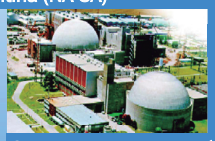


Centro Atómico Ezeiza

Nucleoeléctrica Argentina (NA-SA)



Central Nuclear Embalse



Central Nuclear Pte. Perón

EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO

- **Determinación del valor asignado:** El "valor asignado", fue obtenido a partir de los resultados reportados por laboratorios expertos de dosimetría interna en la Intercomparación Regional 2013. Participaron 20 laboratorios de 13 países resolviendo estos mismos 4 casos.
- **Criterio de aceptación:** Hipótesis nula: todos los datos pertenecen a una distribución lognormal. Si el valor está fuera del intervalo de confianza (I.C.) del 98,8%, la hipótesis nula es rechazada y el valor es considerado "No Aceptado".

$$z = \frac{\ln X - \ln(\text{valor asignado})}{\ln(\text{incertidumbre asignada})}$$

(X: valor reportado de Incorporación o de Dosis Efectiva)

$|z| < 2{,}5$ → ACEPTADO

RESULTADOS

CASO 1: Incorporación repetida de ^{131}I

Período 1 del caso 1

Código	Incorporación (Bq)	z	Conclusión	E(50) (mSv)	z	Conclusión
1	3,02E+04	0,06	Aceptado	0,61	0,49	Aceptado
2	3,18E+04	0,72	Aceptado	0,64	1,20	Aceptado
3	2,88E+04	0,57	Aceptado	0,576	0,35	Aceptado
4	3,02E+04	0,04	Aceptado	*0,332*	*8,50*	*No aceptado*

Período 3 del caso 1

Código	Incorporación (Bq)	z	Conclusión	E(50) (mSv)	z	Conclusión
1	4,52E+04	0,09	Aceptado	0,9	0,00	Aceptado
2	4,32E+04	0,82	Aceptado	0,86	0,93	Aceptado
3	4,69E+04	0,85	Aceptado	0,938	0,85	Aceptado
4	4,53E+04	0,14	Aceptado	*0,498*	*12,1*	*No aceptado*

Período 4 del caso 1

Código	Incorporación (Bq)	z	Conclusión	E(50) mSv	z	Conclusión
1	2,67 E+04	0,38	Aceptado	0,534	1,12	Aceptado
2	2,68E+04	0,40	Aceptado	0,540	1,26	Aceptado
3	2,32E+04	-0,77	Aceptado	0,464	-0,71	Aceptado
4	2,31E+04	-0,81	Aceptado	*0,254*	*-8,5*	*No aceptado*

CASO 2: Incorporación única de ^{131}I

Código	Incorporación (Bq)	z	Conclusión	E(50) (mSv)	z	Conclusión
1	2,94E+05	-0,55	Aceptado	5,83	-1,08	Aceptado
2	3,12E+05	-0,36	Aceptado	*6E-3*	*-61,78*	*No aceptado*
3	3,66E+05	0,14	Aceptado	7,32	0,93	Aceptado
4	2,42E+05	-1,17	Aceptado	*4,83*	*-2,74*	*No aceptado*

CASO 3: Incorporación única de ^{137}Cs

Código	Incorporación (Bq)	z	Conclusión	E(50) mSv	z	Conclusión
1	6,87E+05	0,07	Aceptado	4,61	0,11	Aceptado
2	6,96E+05	0,73	Aceptado	*0,0046*	*-348*	*No aceptado*
3	6,92E+05	0,44	Aceptado	4,63	0,33	Aceptado
4	6,65E+05	-1,57	Aceptado	4,45	-1,67	Aceptado

CASO 4: Incorporación de ^{3}H

Código	E(50) (mSv)	z	Conclusión
1	12,7	0,75	Aceptado
2	*76,00*	*21,52*	*No aceptado*
3	14,71	2,46	Aceptado
4	*0,09*	*56,68*	*No aceptado*

CONCLUSIONES

Todos los participantes informaron los resultados de los 4 casos. No todos los participantes se ajustaron a las Guías IDEAS, algunos lo hicieron parcialmente o no las aplicaron. Se observa dificultad en el tratamiento de los datos y de las incertezas. En particular, aquellos participantes que han aplicado los criterios vigentes para la evaluación de la exposición interna, publicados por el grupo europeo de dosimetría (EURADOS) "IDEAS Guidelines for the Estimation of Committed Doses from Incorporation Monitoring Data" evidencian resultados dentro del rango aceptable de la distribución.

RECOMENDACIONES

- Realizar ejercicios periódicos de intercomparación de cálculo de dosis
- Realizar talleres de discusión de los resultados de las intercomparaciones
- Organizar Cursos Avanzados de Dosimetría Interna basado en las Guías IDEAS
- Disponer de herramientas computacionales que implementen las Guías IDEAS

REFERENCIAS

[1] C.M. Castellani, J.W. Marsh, C. Hurtgen, E. Blanchardon, P. Berard, A. Giussani, M.A. Lopez. IDEAS Guidelines (Version 2) for the Estimation of Committed Doses from Incorporation Monitoring Data. EURADOS Report 2013-01 Braunschweig, March 2013
[2] ARN PI 1/15 Reporte de resultados Intercomparación Regional de Dosimetría Interna 2013
[3] ARN PI 2/15 Intercomparación Argentina de Dosimetría Interna 2014: Cálculo de Dosis
[4] ISO/IEC 17043:2010. Conformity assessment-General requirements for proficiency testing. Suiza (2010)

Información Técnica y Gráfica Institucional
SUBGERENCIA COMUNICACION INSTITUCIONAL

www.arn.gob.ar

Intercomparación Argentina de Dosimetría Interna 2014: medición directa de actividad en tiroides

Rojo, A.M.; Puerta, N.; Gossio, S. y Gómez Parada, I.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 de abril de 2015

INTERCOMPARACIÓN ARGENTINA DE DOSIMETRÍA INTERNA 2014: MEDICIÓN DIRECTA DE ACTIVIDAD EN TIROIDES

A. Rojo, N. Puerta, S. Gossio, I. Gomez Parada

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Argentina

RESUMEN

El Laboratorio de Dosimetría Interna (LDI) de la ARN, durante el año 2014, organizó un ejercicio de Intercomparación Nacional de Medición Directa de Actividad en Tiroides, al cual convocó a Laboratorios Nacionales (LN) que tienen previsto o que realizan regularmente el monitoreo individual de ^{131}I de los trabajadores.

La finalidad de este ejercicio fue verificar las características experimentales de cada laboratorio, asegurar la confiabilidad de sus resultados de medición directa de ^{131}I en tiroides y las competencias en la evaluación de los mismos para el reporte de dosis efectiva comprometida.

Los laboratorios participantes fueron seis. Dichos participantes efectuaron la medición de un simulador de tiroides siguiendo el procedimiento establecido en el protocolo de medición y posteriormente calcularon la dosis efectiva comprometida correspondiente a un caso simulado de exposición interna. El análisis de desempeño de los participantes incluyó el estudio de su límite de detección, la veracidad de la actividad hallada, el análisis de su repetibilidad, un estudio del reporte de actividad e incertidumbre y el análisis de los resultados de dosis E(50). La veracidad y la repetibilidad de las actividades reportadas por cada laboratorio se evaluaron mediante los criterios establecidos en la Norma ISO 28218. El reporte de actividad e incertidumbre se analizó mediante el método E_n-score.

En este trabajo se analizaron los aspectos más destacables del desempeño de los LN. El porcentaje de resultados aceptados fue muy satisfactorio ya que el 100% de los laboratorios cumplen los criterios de veracidad y precisión, el 67% reporta actividad e incertidumbre de forma satisfactoria, y el 100 % de los LN reporta resultados de dosis efectiva comprometida.

1. INTRODUCCIÓN

El laboratorio de dosimetría interna de la Autoridad Regulatoria Nuclear ha organizado en el año 2014 un ejercicio de Intercomparación Nacional de Medición Directa de Actividad en Tiroides, al cual convocó a Laboratorios Nacionales (LN) que tienen capacidad para realizar el monitoreo individual de ^{131}I de los trabajadores.

Se presenta el análisis de los resultados de este ejercicio que se corresponde con los criterios establecidos en el PROYECTO ARCAL LXXVIII: RLA 9/049 - Procedimiento para determinación directa de radionucleidos en el cuerpo humano [1] y a los criterios vigentes para la evaluación de la exposición interna, publicados en la página web de EURADOS http://www.eurados.org/..., "IDEAS Guidelines (versión 2) for the Estimation of Committed Doses from Incorporaction Monitoring Data" [2].

Los laboratorios participantes en este ejercicio de intercomparación se presentan en la tabla 1

Tabla 1. Laboratorios participantes en la Intercomparación Regional de Dosimetría Interna

CNEA-UBA-Instituto Roffo Medicina Nuclear
CNEA- Centro Atómico Bariloche División Protección Radiológica
CNEA- Centro Atómico Ezeiza Dosimetría Personal y de Área
NA-SA - Central Nuclear Embalse Dosimetría
NA-SA - Central Nuclear Atucha Dosimetría
ARN- Laboratorio de Dosimetría Interna

El objetivo de este trabajo es presentar el análisis de los resultados de la Intercomparación Nacional de Medición Directa de Actividad en Tiroides para verificar la capacidad de medición directa de ^{131}I en tiroides de los laboratorios participantes y su capacidad de interpretación de datos de monitoreo individual para evaluar la exposición interna de los trabajadores para el reporte de la E(50).

2. EVALUACIÓN DE LOS RESULTADOS

Cada laboratorio participante presentó el resultado de actividad (Bq) de la medición directa de un simulador de tiroides con una fuente de ^{133}Ba y un reporte de dosis E(50) (mSv) correspondiente a dicha medición de acuerdo al protocolo de esta intercomparación [3].

A continuación se presentan la evaluación de los resultados de la medición directa del simulador de tiroides y la evaluación del reporte de la dosis efectiva comprometida. Debido a que los participantes debían estimar la E(50) empleando el valor de actividad determinada por ellos, el Laboratorio Organizador valoró los dos resultados independientemente. Para la evaluación de desempeño de la E(50) se asumió que el valor de actividad en el simulador de tiroides reportado por cada laboratorio era verdadero. En la publicación ARN PI 3/15 [3], se detalla el desempeño de cada laboratorio.

2.1 Evaluación de los Resultados de Medición

En la evaluación de los resultados de medición se hicieron estudios de veracidad y precisión. El estudio de la veracidad se hizo a través del sesgo (B_r, *relative bias*). La precisión se evaluó mediante la dispersión relativa de los valores de B_r (S_{Br}). Se completó el análisis con el estadístico E_n.

2.1.1 Determinación del valor asignado de la actividad de ^{133}Ba

Para el análisis estadístico de los resultados de medición es necesario disponer de un valor de referencia contra el cual contrastar los resultados de los participantes. Ese valor de referencia, "valor asignado", se estableció a partir del valor certificado de la fuente de ^{133}Ba. En la tabla 1 se presentan los datos de actividad de la fuente de ^{133}Ba.

Tabla 1. Valores de actividad de ^{133}Ba y su incertidumbre combinada en la fecha de calibración de la fuente (código 02-12).

Fecha de calibración de la fuente (código 02-12)	Valor Asignado de actividad de ^{133}Ba (Bq)	Incertidumbre estándar combinada (k=1)
20 de abril de 2010	1,35E+04	2,25%

2.1.2 Análisis estadístico de los valores de Medición Reportados

El sesgo relativo se calculó como la diferencia entre la media de las mediciones independientes informadas por cada laboratorio participante y su valor verdadero o "valor asignado" [4], (ver expresión 1):

$$B_r = \frac{\overline{A_i} - A_{ref}}{A_{ref}} \quad (1)$$

Donde:
B_r: Sesgo relativo de la actividad media reportada por el laboratorio participante.
$\bar{A}_i$: Actividad media de las i mediciones independientes realizadas por el laboratorio participante.
A_{ref}: Valor asignado.

La precisión del laboratorio se determinó a través de una serie de mediciones repetidas del simulador usando el mismo equipo de medición, dentro del mismo laboratorio y en intervalos cortos de tiempo. Se determinó la precisión de cada laboratorio participante mediante la dispersión relativa de los valores de B_{ri} respecto de su media B_r, según se indica en la expresión 2 [4]:

$$s_{B_r} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^{n} (B_{ri} - B_r)^2}{n-1}} \quad (2)$$

Donde:
S_{Br}: Dispersión relativa de los valores de B_r
B_{ri} : Sesgo relativo para la medición i.
B_r: Sesgo relativo.

n : Número total de mediciones independientes.

Debido a que las evaluaciones de desempeño anteriores establecidas en la ISO 28218, no consideran la incertidumbre en la medición, se decidió incluir otra prueba de desempeño en la que se contemplan estas incertidumbres. El resultado se evaluó mediante el estadístico E_n [5] ver expresión 3:

$$E_n = \frac{x - X}{\sqrt{U_{ref}{}^2 + U_{lab}{}^2}} \tag{3}$$

Donde:
x: Valor de actividad reportado por el laboratorio
X: Valor asignado de actividad
$\mathbf{U_{lab}}$: Incertidumbre expandida de x (k=2, nivel de confianza de aprox. 95%)
$\mathbf{U_{ref}}$**:** Incertidumbre expandida de X (k=2, nivel de confianza de aprox. 95%)

2.1.3 Criterios de aceptación de los valores de actividad

Se aceptó la veracidad de los resultados de medición si el valor del sesgo B_r se encontraba en un rango de -0,25 a 0,50 para un k=1 (nivel de confianza del 68%) [4].

Se aceptó la precisión de los resultados de medición si el valor absoluto de la desviación estándar de los resultados de medición era menor o igual a 0,4 para un k=1 (nivel de confianza del 68%) [4].

El estadístico E_n cuyo modulo fuera mayor a 1 (nivel de confianza del 98%), fue considerado "No Aceptado" [5].

$|E_n| \leq 1$ resultado "Aceptado",
$|E_n| > 1$ resultado "No Aceptado"

2.2 Evaluación de los resultados de incorporación y dosis efectiva

En la evaluación de los resultados de Incorporación y E(50) se analizó la veracidad. El estudio de la veracidad se hizo a través del sesgo relativo (B_r, *relative bias*).

2.2.1 Determinación del valor asignado

El valor asignado de Incorporación y la E(50) se determinó a partir de un valor de consenso del Laboratorio Organizador (LO). Este valor se obtuvo para cada laboratorio participante considerando los valores reportados.

2.2.2 Análisis estadístico de los valores de Incorporación y E(50)

El sesgo relativo se calculó como la diferencia entre los valores reportados de Incorporación y E(50) por cada laboratorio participante y su "valor asignado" [4], (ver expresión 4):

$$B_r = \frac{X - X_{ref}}{X_{ref}} \quad (4)$$

Donde:
B_r: Sesgo relativo del valor reportado por el laboratorio participante.
X: Valor reportado de Incorporación o de E(50) del laboratorio participante
X_{ref}: Valor asignado de Incorporación o de E(50)

2.2.3 Criterio de Aceptación de los Valores de Dosis Efectiva Comprometida

En esta intercomparación se evaluó el reporte de cálculo considerando el dato de medición hallado por cada laboratorio. Por lo tanto, cada caso de evaluación es diferente y dado que no pertenecen a la misma distribución no es posible aplicar el estadístico z.

Hasta el momento no hay un consenso internacional respecto de los criterios de aceptación en intercomparaciones de cálculo de Dosis Efectiva Comprometida. En este contexto, en la elaboración de este informe el LO decidió presentar, para todos los laboratorios, un análisis de desempeño basado únicamente en los valores B_r de Incorporación y Dosis Efectiva Comprometida.

3. RESULTADOS

A continuación se presentan los resultados reportados por los laboratorios.

3.1. Resultados de la medición

Para evaluar los resultados de actividad del simulador de tiroides determinada por cada laboratorio, se aplicó un factor de corrección que tiene en cuenta el decaimiento radiactivo por el tiempo transcurrido entre la fecha de calibración de la fuente y la fecha en que el laboratorio participante reporta la medición. A continuación, se muestran los resultados de actividad determinada por cada laboratorio participante con su sesgo (B_r), su dispersión relativa de los valores de B_r ó desviación estándar (S_{Br}) y la evaluación de desempeño.

Tabla 2. Actividad del simulador de tiroides determinada por cada laboratorio participante con su sesgo (B_r), su dispersión relativa de los valores de B_r ó desviación estándar (S_{Br}) y su evaluación de desempeño.

Código	Actividad (Bq)	B_r	S_{Br}	Evaluación de desempeño
1	9460	-7%	4%	Aceptado valor de sesgo y precisión
2	10620	4%	2%	Aceptado valor de sesgo y precisión

Código	Actividad (Bq)	B_r	S_{Br}	Evaluación de desempeño
3	10347	1%	1%	Aceptado valor de sesgo y precisión
4	14226	39%	14%	Aceptado valor de sesgo y precisión
5	10629	3%	4%	Aceptado valor de sesgo y precisión
6	13207	30%	2%	Aceptado valor de sesgo y precisión

En la figura 1 y 2 se presentan los resultados de la evaluación de desempeño de los participantes mediante el sesgo (B_r) y la dispersión relativa de los valores de B_r (S_{Br}).

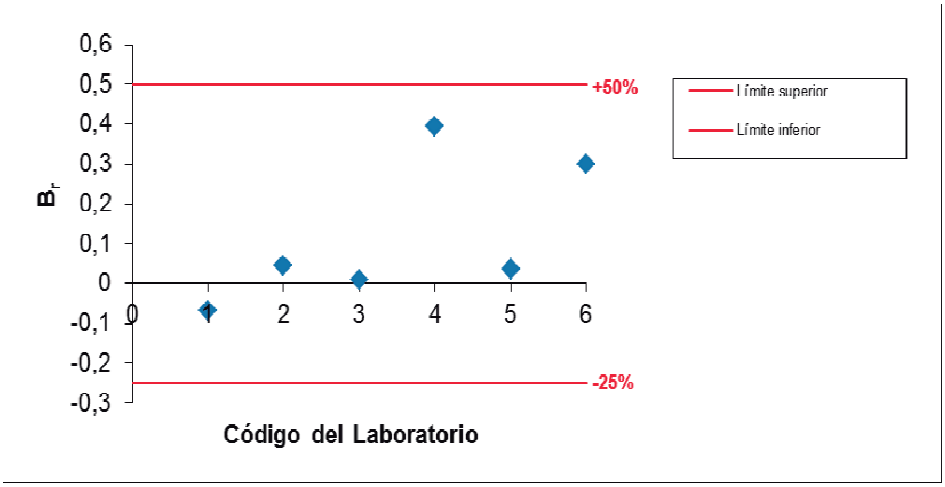


Figura 1. Sesgo relativo (B_r) de la medición reportada

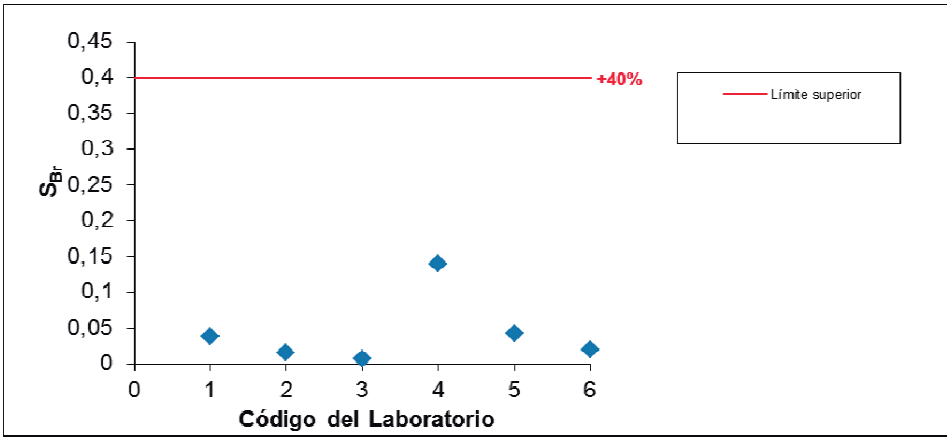


Figura 2. Dispersión relativa de los valores de B_r de las mediciones reportadas

En la tabla 3 se presentan los resultados del estadístico E_n score

Tabla 3. Resultados del análisis de desempeño mediante el estadístico E_n

Código	Actividad (Bq)	Incertidumbre expandida U(A), k=2 (Bq)	$\lvert E_n \rvert$	Evaluación de desempeño
1	9460	520	0,98	Aceptado
2	10620	1484	0,29	Aceptado
3	10347	542	0,14	Aceptado
4	14226	1176	3,19	No Aceptado
5	10629	850	0,37	Aceptado
6	13207	594	4,06	No Aceptado

3.2. Resultados de la incorporación y dosis efectiva

El Laboratorio Organizador realizó evaluaciones independientes de la Incorporación y Dosis Efectiva a partir del valor de actividad reportado por cada laboratorio siguiendo los lineamientos de las guías IDEAS [2].

El valor asignado de Incorporación y de E(50) para cada laboratorio se determinó a partir de un valor de consenso del Laboratorio Organizador.

A continuación se presenta el análisis del reporte de cada uno de los laboratorios respecto del laboratorio organizador (LO). El laboratorio 6 no reportó resultados de Incorporación y E(50).

Tabla 4. Resultados del Laboratorio 1 (L1) y Laboratorio Organizador (LO)

L1	LO	Observaciones
M (Bq)		Período 1
6450	6450	
σ (Bq)		
322	322	

L1	LO	Observaciones
M (Bq)		Período 2
9460	9460	
σ (Bq)		
260	260	

L1	LO	Observaciones
I (Bq)		Sesgo relativo de la Inc.
33247	31618	5,2%
P (Bq)		Observaciones
0	0	----------
Fecha de Incorporación		Observaciones
28-nov	29-nov	----------
E(50)		Sesgo relativo de E(50)
0,66	0,63	4,4%
e(50)		Observaciones
2,00E-8	2,00E-8	----------
SF_B		Observaciones
1,15	1,15	----------
Paso Guías IDEAS		Observaciones
5B	3.5.1	*i

L1	LO	Observaciones
I (Bq)		Sesgo relativo de la Inc.
31624	30098	5,1%
P (Bq)		Sesgo relativo de P
897	3320	-73,0%
Fecha de Incorporación		Observaciones
05-dic	06-nov	----------
E(50)		Sesgo relativo de E(50)
0,63	0,60	4,7%
e(50)		Observaciones
2,00E-8	2,00E-8	----------
SF_B		Observaciones
1,15	1,15	----------
Paso Guías IDEAS		Observaciones
5B	3.5.1	*i

* Observaciones al L1: i) No identifica correctamente último paso de las guías IDEAS

Tabla 5. Resultados del Laboratorio 2 (L2) y Laboratorio Organizador (LO)

L2	LO	Observaciones
M (Bq)		Periodo 1
6450	6450	
σ (Bq)		
322	322	
I (Bq)		Sesgo relativo de la Inc.
31618	31618	0,0%
P (Bq)		Observaciones
0	0	----------
Fecha Inc,		Observaciones
29-nov	29-nov	----------
E(50)		Sesgo relativo de E(50)
0,6324	0,63	0,1%
e(50)		Observaciones
2,00E-8	2,00E-8	----------
SF_B		Observaciones
1,15	1,15	----------
Paso Guías IDEAS		Observaciones
3.5.1	3.5.1	----------

L2	LO	Observaciones
M (Bq)		Periodo 2
10620	10620	
σ (Bq)		
742	742	
I (Bq)		Sesgo relativo de la Inc.
38280	35784	7,0%
P (Bq)		Sesgo relativo de P
3320	3320	0,0%
Fecha Inc,		Observaciones
05-nov	06-dic	----------
E(50)		Sesgo relativo de E(50)
0,7656	0,72	6,9%
e(50)		Observaciones
2,00E-8	2,00E-8	----------
SF_B		Observaciones
1,15	1,15	----------
Paso Guías IDEAS		Observaciones
3.5.1	3.5.1	----------

Tabla 6. Resultados del Laboratorio 3 (L3) y Laboratorio Organizador (LO)

L3	LO	Observaciones
M (Bq)		Periodo 1
6450	6450	
σ (Bq)		
322	322	
I (Bq)		Sesgo relativo de la Inc.
34677	31618	9,7%
P (Bq)		Observaciones
0	0	----------
Fecha Inc,		Observaciones
29-nov	29-nov	----------
E(50)		Sesgo relativo de E(50)
0,694	0,63	9,8%
e(50)		Observaciones
2,00E-8	2,00E-8	----------
SF_B		Observaciones
2,06	1,15	*i
Paso Guías IDEAS		Observaciones
-------	3.5.1	*ii

L3	LO	Observaciones
M (Bq)		Periodo 2
10347	10347	
σ (Bq)		
271	271	
I (Bq)		Sesgo relativo de la Inc.
37515	34446	8,9%
P (Bq)		Sesgo relativo de P
3369	3320	1,5%
Fecha Inc,		Observaciones
05-dic	06-dic	----------
E(50)		Sesgo relativo de E(50)
0,750	0,69	8,9%
e(50)		Observaciones
2,00E-08	2,00E-8	----------
SF_B		Observaciones
2,06	1,15	*i
Paso Guías IDEAS		Observaciones
	3.5.1	*ii

* Observaciones al L3: i) No usa el valor recomendado para el SF_B; ii) No identifica el último paso de las Guías IDEAS

Tabla 7. Resultados del Laboratorio 4 (L4) y Laboratorio Organizador (LO)

L4	LO	Observaciones
M (Bq)		Período 1
6450	6450	
σ (Bq)		
322	322	
I (Bq)		Sesgo relativo de la Inc.
33100	31618	4.7%
P (Bq)		Observaciones
3340	0	* i
Fecha Inc.		Observaciones
	29-nov	* ii
E(50)		Sesgo relativo de E(50)

L4	LO	Observaciones
M (Bq)		Período 2
14226	14226	
σ (Bq)		
588	588	
I (Bq)		Sesgo relativo de la Inc.
55800	53480	4.3%
P (Bq)		Sesgo relativo de P
5640	3320	69.9%
Fecha Inc.		Observaciones
	06-dic	* ii
E(50)		Sesgo relativo de E(50)

L4	LO	Observaciones
0.3641	0.63	-42.4%
e(50)		**Observaciones**
1.1 E-8	2.00 E-8	*iii
SF_B		**Observaciones**
1.05	1.15	*iv
Paso Guías IDEAS		**Observaciones**
	3.5.1	* v

L4	LO	Observaciones
0.6138	1.07	-42.6%
e(50)		**Observaciones**
1.1 E-8	2.00 E-8	*iii
SF_B		**Observaciones**
1.05	1.15	*iv
Paso Guías IDEAS		**Observaciones**
	Continua 3.6	* v

* Observaciones al L4: i) Halla erróneamente un valor de P; ii) No reporta fecha de incorporación; iii) El valor de e(50) es incorrecto, usa el valor de aerosol; iv) No usa el valor recomendado para el SF_B ; v) No identifica el último paso de las guías IDEAS.

Tabla 8. Resultados del Laboratorio 5 y Laboratorio Organizador (LO)

L5	LO	Observaciones
M (Bq)		**Periodo 1**
6450	6450	
σ (Bq)		
322	322	
I (Bq)		**Sesgo relativo de Inc.**
31773	31618	0.5%
P (Bq)		**Observaciones**
0	0	----------
Fecha Inc.		**Observaciones**
28-nov	29-nov	----------
E(50)		**Sesgo relativo de E(50)**
0.630	0.632	-0.3%
e(50)		**Observaciones**
2.0 E-8	2.00E-8	----------
SF_B		**Observaciones**
1.15	1.15	----------
Paso Guías IDEAS		**Observaciones**
3.5.1	3.5.1	----------

L5	LO	Observaciones
M (Bq)		**Período 2**
10629	10629	
σ (Bq)		
425	425	
I (Bq)		**Sesgo relativo de Inc.**
35925	35828	0.3%
P (Bq)		**Sesgo relativo**
3336	3320	0.5%
Fecha Inc.		**Observaciones**
05-dic	06-dic	----------
E(50)		**Sesgo relativo de E(50)**
0.710	0.716	-0.8%
e(50)		**Observaciones**
2.0 E-8	2.0E-8	----------
SF_B		**Observaciones**
1.15	1.15	----------
Paso Guías IDEAS		**Observaciones**
3.5.1	3.5.1	----------

4. CONCLUSIONES

4.1 Conclusiones de los Resultados de Medición del Simulador de Tiroides

Los seis laboratorios participantes efectuaron la medición del simulador de tiroides siguiendo el procedimiento establecido en el protocolo de medición. El análisis de desempeño demuestra que el 100% de los laboratorios cumplen los criterios de veracidad y precisión. Sin embargo, en el análisis mediante el estadístico E_n, sólo los resultados de cuatro de los seis laboratorios son aceptables, demostrando que, si bien todos los laboratorios reportan el valor de actividad dentro de los parámetros aceptables, es necesario fortalecer la metodología para el cálculo de la incertidumbre asociada.

4.2 Conclusiones de los Resultados de la Evaluación de Incorporación y Dosis Efectiva

De los seis laboratorios que reportaron actividad en esta intercomparación, cinco completaron el cálculo de la dosis efectiva comprometida correspondiente al escenario de exposición interna propuesto por el Laboratorio Organizador. Cuatro laboratorios reportaron resultados de Incorporación y E(50) con un sesgo relativo menor al 10%.

Este ejercicio contribuyó a difundir los criterios vigentes para la evaluación de la exposición interna publicado por el grupo europeo de dosimetría (EURADOS) "IDEAS Guidelines for the Estimation of Committed Doses from Incorporaction Monitoring Data".

5. REFERENCIAS

[1] ARCAL RLA/09/049. Procedimiento para la Determinación in vivo de Radionucleidos en el Cuerpo Humano. PR/ARCAL LXXVIII/04. Diciembre (2005).
[2] C.M. Castellani, J.W. Marsh, C. Hurtgen,E. Blanchardon, P. Berard, A. Giussani, M.A. Lopez. IDEAS Guidelines (Version 2) for the Estimation of Committed Doses from Incorporation Monitoring Data. EURADOS Report 2013-01 Braunschweig, March (2013).
[3] ARN PI 3/15 Intercomparación Regional de Dosimetría Interna 2014: Medición de Actividad en Tiroides
[4] ISO 28218-1. Radiation Protection-Performance criteria for Radiobioassay, Suiza (2010).
[5] ISO/IEC 17043:2010. Conformity assessment- General requirements for proficiency testing. Suiza (2010).

Ana Rojo arojo@arn.gob.ar
Nancy Puerta npuerta@arn.gob.ar
Sebastián Gossio sgossio@arn.gob.ar
Inés Gomez Parada igomez@arn.gob.ar

Intercomparación Argentina de Dosimetría Interna 2014: medición directa de actividad en tiroides

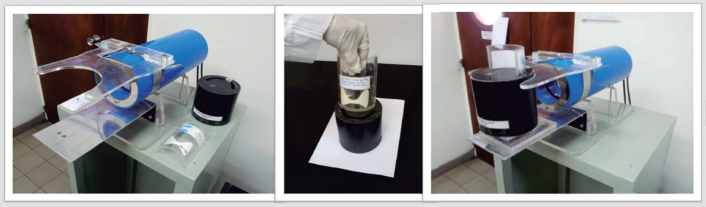
Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – ARGENTINA

RESUMEN

El Laboratorio de Dosimetría Interna de la ARN, durante el año 2014, organizó un ejercicio de Intercomparación Nacional de Medición Directa de Actividad en Tiroides, al cual convocó a Laboratorios Nacionales (LN) que tienen previsto o que realizan regularmente el monitoreo individual de ^{131}I de los trabajadores. La finalidad de este ejercicio fue verificar las características experimentales de cada laboratorio, asegurar la confiabilidad de sus resultados de medición directa de ^{131}I en tiroides y las competencias en la evaluación de los mismos para el reporte de dosis efectiva comprometida. Los laboratorios participantes fueron 6. Dichos participantes efectuaron la medición de un simulador de tiroides y posteriormente calcularon la dosis efectiva comprometida correspondiente a un caso simulado de exposición interna. La evaluación de desempeño incluyó el análisis la veracidad y repetibilidad de la actividad hallada, un estudio del reporte de actividad e incertidumbre y el análisis de los resultados de dosis E(50). La veracidad y la repetibilidad de las actividades reportadas se evaluaron mediante los criterios establecidos en la Norma ISO 28218. El reporte de actividad e incertidumbre se analizó mediante el estadístico En.

PARTICIPANTES		
CNEA-UBA-Instituto Roffo Medicina Nuclear	CNEA- Centro Atómico Bariloche División Protección Radiológica	CNEA- Centro Atómico Ezeiza Dosimetría Personal y de Área
NA-SA - Central Nuclear Presidente Perón	NA-SA - Central Nuclear Embalse	ARN- Laboratorio de Dosimetría Interna

Medición del simulador de tiroides



Reporte de E(50)

Los laboratorios evaluaron la dosis E(50), asumiendo que su resultado de medición está dentro del siguiente monitoreo rutinario

Fecha	Actividad en tiroides de ^{131}I (Bq)	Incerteza debida a la estadística de contaje (1σ) (Bq)
25/11/2013	No Detectado	--------
02/12/2013	6450	322
09/12/2013	**Introduzca su resultado de medición**	**Introduzca la incertidumbre de la medición**

Análisis estadístico de los valores de reportados

Sesgo Relativo ISO 28218

Valor reportado de Actividad, Incorporación o de E(50) del laboratorio participante

Valor asignado de Actividad, Incorporación o de E(50)

$$B_r = \frac{X - X_{ref}}{X_{ref}}$$

Dispersión relativa de Br ISO 28218

Sesgo relativo para la medición i

$$s_{B_r} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^{n} (B_{ri} - B_r)^2}{n-1}}$$

Número total de mediciones independientes

Estadístico En ISO 17043

Valor de Actividad reportado

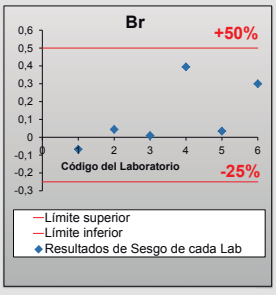
Valor asignado de Actividad

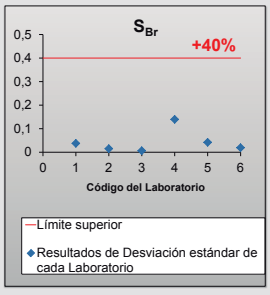
$$E_n = \frac{x - X}{\sqrt{U_{ref}^2 + U_{lab}^2}}$$

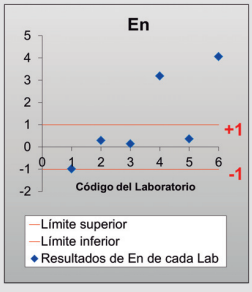
Incert. Exp. de x (k=2, N.C. 95%)

Incertidumbre expandida de X (k=2, N.C. 95%)

Resultados de la medición de Actividad



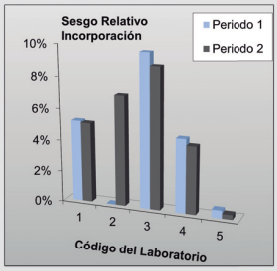


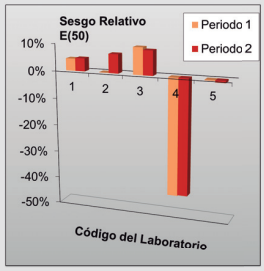


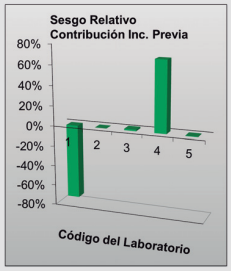
Conclusiones de la Medición del Simulador de Tiroides

Los seis laboratorios participantes efectuaron la medición del simulador de tiroides siguiendo el procedimiento establecido en el protocolo de medición. El análisis de desempeño demuestra que el 100% de los laboratorios cumplen los criterios de veracidad y precisión. Sin embargo, en el análisis mediante el estadístico En, sólo los resultados de cuatro de los seis laboratorios son aceptables, demostrando que, si bien todos los laboratorios reportan el valor de actividad dentro de los parámetros aceptables, es necesario fortalecer la metodología para el cálculo de la incertidumbre asociada.

Resultados de la Incorporación y Dosis Efectiva E(50)







Conclusiones de los Resultados de la Evaluación de Incorporación y Dosis Efectiva

De los seis laboratorios que reportaron actividad en esta intercomparación, cinco completaron el cálculo de la dosis efectiva comprometida correspondiente al escenario de exposición interna propuesto por el Laboratorio Organizador. Cuatro laboratorios reportaron resultados de Incorporación y E(50) con un sesgo relativo menor al 10%. Este ejercicio contribuyó a difundir los criterios vigentes para la evaluación de la exposición interna publicado por el grupo europeo de dosimetría (EURADOS) "IDEAS Guidelines for the Estimation of Committed Doses from Incorporaction Monitoring Data".

2nd Latin American intercomparison on internal dose assessment

Rojo, A.; Puerta, N.; Gossio, S.; Gómez Parada, I.; Cruz Suarez, R.; López, E.; Medina, C.; Lastra Boylan, J.; Pinheiro Ramos, M.; Mora Ramírez, E.; Alves dos Reis, A.; Yánez, H.; Rubio, J.; Vironneau Janicek, L.; Somarriba Vanegas, F.; Puerta Ortiz, J.; Salas Ramírez, M.; López Bejerano, G.; da Silva, T.; Miri Oliveira, C.; Terán, M.; Alfaro, M.; Garcia, T.; Angeles, A.; Duré Romero, E. and Farias de Lima, F.

Presentado en: International Conference on Individual Monitoring of Ionizing Radiation - IM2015.
Brujas, Bélgica, 20 al 24 de abril de 2015

2nd LATIN AMERICAN INTERCOMPARISON ON INTERNAL DOSE ASSESSMENT

A. Rojo[1], N. Puerta[1], S. Gossio[1], I. Gomez Parada[1], R. Cruz Suarez[2], E. López [3], C. Medina[4], J. Lastra Boylan[5], M. Pinheiro Ramos[6], E. Mora Ramírez[7], A. Alves dos Reis[8], H. Yánez[9], J. Rubio[10], L. Vironneau Janicek[11], F. Somarriba Vanegas[12], J. Puerta Ortiz[13], M. Salas Ramírez[14], G. López Bejerano[15], T. da Silva[16], C. Miri Oliveira[16], M. Terán[17], M. Alfaro[18], T. Garcia[18], A. Angeles[18], E. Duré Romero[19] y F. Farias de Lima[20].

[1] Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina
[2] International Atomic Energy Agency (IAEA), Vienna, Austria
[3] Instituto Peruano de Energía Nuclear, Peru
[4] Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, Mexico
[5] Central Laguna Verde, Mexico
[6] Eletrobras Eletronuclear S.A., Brazil
[7] Hospital San Juan de Dios, Costa Rica
[8] Instituto de Radioproteção e Dosimetria, Brazil
[9] Instituto Venezolano de Investigaciones Científicas, Venezuela
[10] Centro Investigaciones y Aplicaciones Nucleares, Dominican Republic
[11] Comisión Chilena de Energía Nuclear, Chile
[12] Universidad Nacional Autónoma de Nicaragua, Managua, Nicaragua
[13] Universidad Nacional de Colombia, Medellin, Colombia
[14] Hospital México, Costa Rica
[15] Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones, Cuba
[16] Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear, Comissão Nacional de Energia Nuclear, Brazil
[17] Facultad de Química – CMN, Htal. Clínicas, Facultad de Medicina, Uruguay
[18] Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, Mexico
[19] Comisión Nacional de Energía Atómica, Universidad Nacional de Asunción, Paraguay
[20] Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste, Comissão Nacional de Energia Nuclear, Brazil

Received , amended , accepted

Internal dosimetry intercomparisons are essential for the verification of applied models and results' consistency. To that aim, the 1st Regional Intercomparison was organize in 2005 and that results led to the 2nd Regional Intercomparison Exercise in 2013, which was organized in the frame of the RLA 9/066 and coordinated by Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) of Argentina. Four simulated cases covering intakes of ^{131}I, ^{137}Cs and Tritium were proposed. The exercise counted with the participation of nineteen centres from thirteen countries participated in this exercise. This paper analyzes the participants' results in this 2nd exercise in order to test their skills and acquired knowledge, particularly in the application of the IDEAS Guidelines. It is important to highlight the increased number of countries that participated in this exercise compared to the first one and, furthermore, the improvement in the overall performance. The impact of the IAEA Projects since 2003 has led to a significant enhancement of internal dosimetry capabilities that strengthen the radiation protection of workers.

INTRODUCTION

In 2013, the Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) of Argentina organized the 2nd Intercomparison on Internal Dose Assessment in Latin America in the frame of IAEA RLA 9/066 Project. The 1st was organized in 2005 [1]. The analysis of the reported results followed the criteria provided by IDEAS Guidelines [2]. The participants included five laboratories from Brazil, three from Mexico, two from Costa Rica, and one from each of the following countries: Chile, Colombia, Cuba, Dominican Republic, Nicaragua, Paraguay, Peru, Uruguay and Venezuela. From Argentina only ARN participated in its character of organizer. Four simulated cases considering occupational exposures with different complexity were proposed, as the ARN PI N 1 2015 publication, described [3]:

CASE 1- Repeated intake of ^{131}I (I_2, vapour): A routine monitoring including results of thyroid measurements from 5 periods performed in a nuclear medicine center. It was proposed to assess intakes, E(50), and contribution of previous intakes in each period.

CASE 2 - Acute intake of ^{131}I (I_2, vapour): A special monitoring implemented after identifying a potential

exposure during a routine surveillance. It included results of thyroid and urine measurements to assess the date of exposure, the intake and E(50).

CASE 3 - Acute intake of ^{137}Cs (unknown compound and unknown pathway): A monitoring performed after an incident provided two bioassay dataset (whole body and urine), including outliers. It was requested to report the intake and E(50).

CASE 4 - Acute intake of ^{3}H (HTO, vapour): A special monitoring implemented after a vacuum bomb maintenance procedure in a decontamination facility. The worker was exposed to an ejection of contaminated air. A plethoric water diet was prescribed. It was required to report E(50).

OBJECTIVE

This paper analyzes the participants' results obtained in this 2nd exercise in order to test their skills and acquired knowledge, particularly in the application of the criteria provided by IDEAS Guidelines.

RESULTS ANALYSIS

The procedure to analyze the results reported by the participants is described in the following items:

Statistical Procedure to identify outlying results

The statistical procedure has been set up as in the 3rd and 5th European Intercomparison Exercise [4, 5], and it is used to verify the presence of outlying results affected by significant errors in the data set. The lognormal distribution, according to an empiric observation, was considered as the most appropriate to describe the reported data set. Such procedure is based in the null hypothesis: "all data belong to a lognormal distribution". In the case that a datum is outside of the 98.8% confidence interval, the null hypothesis is rejected and the datum is considered outlier. Nevertheless, an outlier datum could not imply that it is a wrong value, it only means that it is outside the distribution.

The steps to be followed were:

(1) Obtain the log of each datum, Xi.
(2) Obtain the parameters of the lognormal distribution of the data set: Geometric Mean (GM) and Geometric Standard Deviation (GSD).
(3) Obtain the z value applying the equation N° 1:

$$z = \frac{lnX_i - \ln GM}{\ln GSD} \qquad (1)$$

(4) Identify all results with a z value over ± 2.5 (98.8% confident interval). These values are to be considered outliers and are excluded from the definitive statistical evaluation.
(5) Repeat steps 2, 3 and 4 without the outliers identified in step 4, until the distribution parameters are stabilized.
(6) The values of GM and GSD presented in this paper correspond to those found in step 5.

Results of each Case

Case 1: Repeated intake of ^{131}I

In this case, the reported results corresponding to each of the five routine monitoring periods were analyzed. In the 1st, 3rd and 4th periods there were intakes, whilst there were not in the 2nd and 5th. All the reported results and outliers are presented in Table 1. The case was informed by 19 out of 20 participants (95%). The z value for the intakes in the 1st, 3rd and 4th periods are shown in Figure 1 and z values for E(50) in Figure 2.

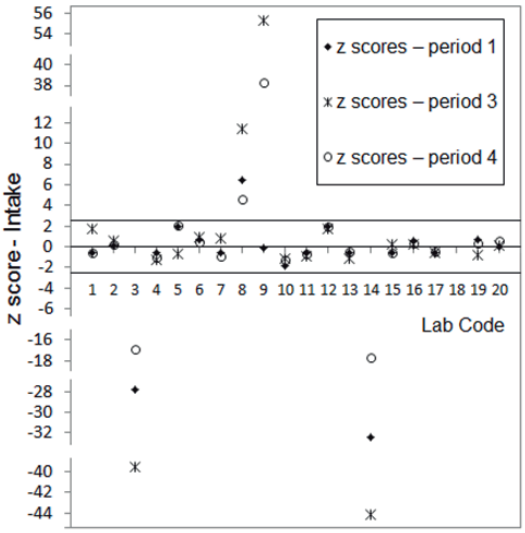


Figure 1. z scores for reported Intakes - Case 1

There are no new intakes in the 2nd and 5th periods according the IDEAS Guidelines criteria. However, participants 3, 9 y 14 mistakenly reported an intake in the 2nd period and participants 1, 3, 5, 9, 12, 14 and 19 mistakenly reported an intake in the 5th period.

The main mistake in case 1 was related to the choice of the intake date, which resulted in a wrong assessment of the intake and E (50). It was, also noted, that there was some difficulty in the assessment of the previous intake contributions to a given measurement. Most

participants used the correct dose coefficient, e(50), but some used the corresponding to aerosol instead of vapour, Therefore, the E(50) was different than the expected according to the reported intake.

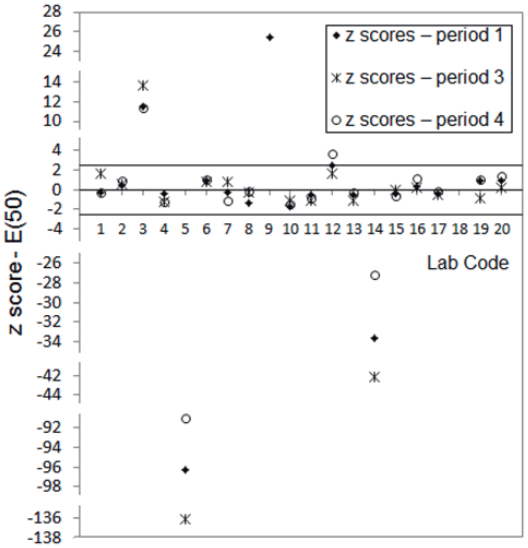


Figure 2. z scores for reported E(50) – Case 1

Case 2: Acute intake of ^{131}I

The case was reported by 18 out of 20 participants (90%). Figure 3 presents the z scores for the reported intakes and Figure 4 shows them for the E(50).

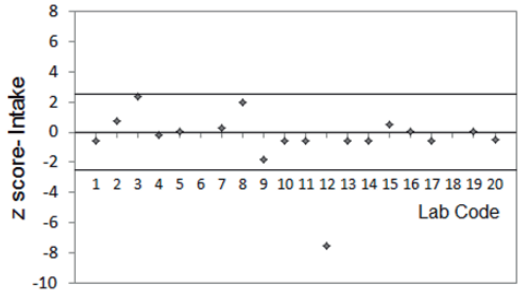


Figure 3. z scores for reported Intakes – Case 2

Even though most participants reported a correct intake, some of them discharged measurement data without appropriate justification.
A few laboratories used the e(50) that corresponds to aerosol instead of vapour, therefore, the E(50) was different than the expected according to the reported intake.

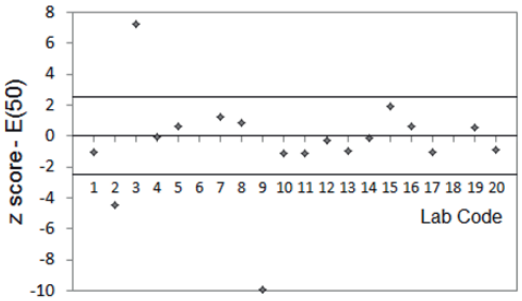


Figure 4. z scores for reported E(50) – Case 2

Case 3: Acute exposure to ^{137}Cs

The case was reported by 15 out of 20 participants (75%). The reported results and outliers are presented in Table 1, z scores for the intakes in Figure 5 and for E(50) in Figure 6.

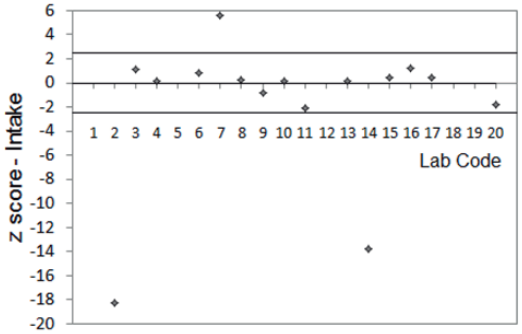


Figure 5. z scores for reported Intakes – Case 3

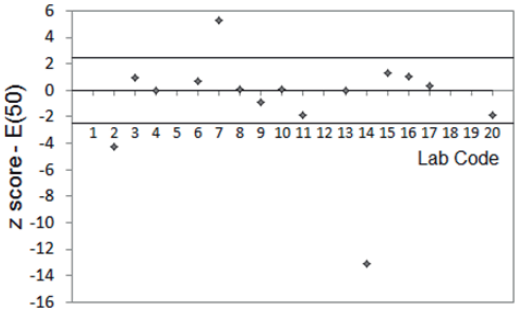


Figure 6. z scores for reported E(50) – Case 3

In this case, the range of acceptance was tight as most reported very similar intake and E(50). Some of them had difficulties identifying outliers in the data set and discharging measurement data without appropriated justification.

Case 4: Accidental exposure to ^{3}H

The case was reported by 11 out of 20 participants (55%). The reported results and outliers are presented in Table 1, and z scores for E(50) in Figure 7.

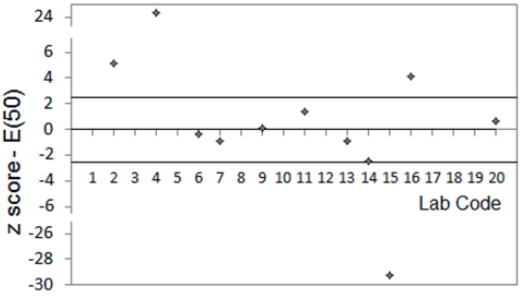


Figure 7. z scores for reported E(50) – Case 4

In Case 4, a large number of participants provided wrong E(50) results or did not submit any as they were unfamiliar with the direct calculation method proposed by IDEAS Guidelines in situations of exposure to tritium.

CONCLUSIONS

This paper presents the analysis of the results reported in the "2nd Intercomparison Exercise on Internal Dose Assessment in Latin America" organized by the Autoridad Regulatoria Nuclear of Argentina in the frame of IAEA RLA 9/066.

It was concluded that this exercise constitutes a useful tool to demonstrate the expertise on internal doses assessment acquired by Latin American countries in the frame of IAEA Projects implemented since 2003.

Nine out of 20 participants reported the four proposed cases; five participants reported results from three cases and four participants reported results from two cases. Only one participant did not report any result.

Regarding the software, the majority used AIDE, which was distributed for free in the IAEA Projects' trainings, four participants performed the calculations with spreadsheets (Excel) and one used IMBA.

Some participants followed the IDEAS Guidelines partially, and others seemed to have difficulties regarding the data and uncertainties management. Most chose a wrong scattering factor related to type B errors (SF_B). It was noticed that those participants who applied the criteria from "IDEAS Guidelines for the Estimation of Committed Doses from Incorporation Monitoring Data" obtained satisfactory results.

The main recommendations arising from this analysis are:

- To continue organizing this kind of exercises at a regular frequency.
- To disseminate the results in the website of REPROLAM [Red de Optimización de Protección Radiológica Ocupacional en Latin America].
- To organize Regional Advance Courses on Internal Dose Assessment based on the IDEAS Guidelines after translation to Spanish.
- To update and disseminate the AIDE software [6] for spreading IDEAS Guidelines.

These recommendations could contribute to the consolidation of the expertise on internal dose assessment in countries of Latin America. Likewise, they would have an impact on the quality assurance of the results provided by monitoring programs in the control of worker's internal exposure.

REFERENCES

1. Melo, D., Rojo, A., Puerta, J., Hermida, J., López Bejerano, G., Alfaro, M., Videla, R., González, S. and Cruz-Suárez, R. *Harmonization of internal dosimetry procedures in Latin America—ARCAL/IAEA Project*. Radiation Protection Dosimetry. **127** (1-4), 325-328 (2007).
2. Castellani, C. M., Marsh, J. W., Hurtgen, C. , Blanchardon, E., Berard, P., Giussani, A. and Lopez, M. A. *IDEAS Guidelines (Version 2) for the Estimation of Committed Doses from Incorporation Monitoring Data*. EURADOS Report 2013-01 (2013).
3. Rojo., A., Puerta, N., Gossio, S. and Gómez Parada, I. *Reporte de Resultados: Intercomparación Regional de Dosimetría Interna 2013*. ARN PI 1/15 (2015).
4. Doerfel, H., Andrasi, A., Bailey, M. R., Birchall, A., Castellani, C. M., Hurtgen, C., Jarvis N., Johansson, L., LeGuen, B. and Tarroni, G. *Third European Intercomparison Exercise on Internal Dose Assessment, Forschungszentrum Karlsruhe*. Report FZKA 6457 (April 2000).
5. Hurtgen, C., Andrasi, A., Bailey, M.R., Birchall, A., Blanchardon, E., Berkovski, V., Castellani, C.M., Cruz-Suarez, R., Davis, K., Doerfel, H., LeGuen, B., Malatova, I., Marsh, J. and Zeger, J. *IDEAS/IAEA Intercomparison. Exercise on Internal Dose Assessment*. REPORT SCK.CEN-BLG-1018 (October 2005).
6. Bertelli, L., Melo, D. R., Lipsztein, J. and Cruz-Suarez, R. *AIDE: internal dosimetry software*. Radiation Protection Dosimetry. **130**(3), 358–367 (2008).

Licensing of Mock-Up Lab at Pilcaniyeu Technological Centre

Saavedra, A.; Pardo, L. and Menossi, S.

Presentado en: Workshop on Separation Phenomena in Liquids and Gases.
Bariloche, Argentina, 7 al 11 de junio de 2015

LICENSING OF MOCK-UP LAB AT PILCANIYEU TECHNOLOGICAL CENTRE

Saavedra, A.; Pardo, L. and Menossi, S.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

Nuclear regulation issues in Argentina were developed since the beginnings of activities devoted to research, development and production belonging to the National Commission of Atomic Energy (CNEA) in the frame of international regulations.

Twenty years ago nuclear activity regulation and control were separated from research, development and production through the creation of the Regulatory Body, now-a-day the Nuclear Regulatory Authority (ARN) devoted to four main topics: radiation protection, nuclear safety, safeguards and physical protection.

In accordance with the provisions of the National Nuclear Law, the ARN shall have power to establish regulations relating to radiation and nuclear safety, physical protection and nuclear materials use control, the licensing and control of nuclear facilities, international safeguards and transport of nuclear materials.

The purpose of this paper is to present the Enrichment Mock-Up Lab´s process of licensing in particular and the previsions of licensing of all the facilities at the Pilcaniyeu Technological Centre regarding to the regulatory framework above.

Introduction

Since the beginning of nuclear activities in Argentina a national regulatory system had been established, developed and enforced, concerning aspects of radiological protection, nuclear safety, physical protection and, in particular, nuclear non-proliferation. This activity was carried out for the National Commission of Atomic Energy (CNEA) since the first times to 1995, when was created a nuclear regulatory body. Since that moment the Nuclear Regulatory Authority (ARN) have been responsible for the regulatory matter.

In the framework of the national nuclear policy of non-proliferation, the Safeguard Department had established a State System of Accounting for and Control of Nuclear Material (SSAC) as part of Regulatory Standard which is applicable to all nuclear materials and other materials, equipment and information of nuclear interest. It is aimed at ensuring that such elements are not intended for an unauthorized use, and that the international agreements are fully respected.

The NRA (ARN) was established as an autonomous body reporting to the President of Argentina by Act 24,804 known as the National Nuclear Activity Act, which came into force on April 25, 1997, and is empowered to regulate and control the nuclear activity with regards to radiation and nuclear safety, physical protection and nuclear non-proliferation issues. It must also advise the Executive on issues under its purview.

In Argentina, natural and very low enriched uranium fuel cycle for electrical power production comprises: mining and milling; one facility for UO_2 powder production; one nuclear fuel fabrication plant for CANDU and Atucha I and II fuel elements; three

Nuclear Power Plants, Embalse and Atucha I and II; one heavy water production plant; one special alloy plant that supply structural components for fuel elements; and a gaseous diffusion enrichment uranium mock-up laboratory and gaseous diffusion plant and a UF6 production plant, both non operative. There are also storage, research, educational and radioisotopes production reactors and research and development laboratories where is processed LEU.

Regulatory Framework

National policy in the nuclear field due to its special characteristics, establish that the activities related to the use of nuclear energy for peaceful purposes needs to be subject to national (or federal) jurisdiction and regulated as an organic and indivisible system. For this reason the National Congress is empowered to establish the laws concerning the subject, through Section 75 paragraphs 18 and 32 of the Constitution.

Within this context, National Nuclear Activity Act is the legal framework for the peaceful uses of nuclear energy. Article 1 of Act Nº 24.804, states that concerning nuclear matters the State will establish the policy and perform the functions of research and development through the National Atomic Energy Commission (CNEA), and establish the rules perform activities of regulation and control, through the Nuclear Regulatory Authority (ARN).

Moreover, the mentioned act sets that any nuclear activity either productive or concerning research and development, that may be commercially organized, can be carried out by both the State and the private sector.

Article 1 of the Act also states that in the implementation of the nuclear policy the obligations assumed by Argentina under the Treaty for the Prohibition of Nuclear Weapons in Latin America and the Caribbean (Tlatelolco's Treaty), the Treaty on Non-Proliferation of Nuclear Weapons, the Agreement between the Argentina Republic, the Federative Republic of Brazil, the Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Materials, and the International Atomic Energy Agency for the Application of Safeguards, as well as the assumed commitments under the membership of the Nuclear Suppliers Group, and the National System of Control of Sensitive Exports, must be strictly observed.

The ARN mission is to protect people, the environment and future generations from the harmful effects of ionizing radiation. The main objective is establishing, developing and implementing a regulatory regime for all nuclear activities carried out in Argentina. The nuclear regulation and control is based on four main topics: radiation protection, nuclear safety, safeguards and physical protection.

The objective of the Nuclear Regulatory Authority is to establish, develop and enforce a regulatory system applicable to all nuclear activities carried out in Argentina. The goals of this regulatory system are:

- To provide an appropriate standard of protection for individuals against the harmful effects of ionizing radiation.

- To maintain a reasonable degree of radiological and nuclear safety in the nuclear activities performed in Argentina.

- To ensure that nuclear activities are not developed with purposes un-

authorized by the law and regulations enacted in pursuance thereof, as well as by the international agreements and the non-proliferation policies adopted by Argentina.

- To prevent the commission of intentional actions which may either have severe radiological consequences or lead to the unauthorized removal of nuclear materials or other materials or equipment subject to control.

The ARN's regulatory activities aimed at controlling those facilities include analyzing design and operation-related documents, permanently assessing safety during operation, and verifying by means of regulatory inspections and audits the compliance with the provisions of the licence concerned. The analysis and assessment tasks are performed by staff members skilled in the field of radiological and nuclear safety who use information technology for data management and are acquainted with the use of calculation codes, in order to validate, based on their own independent criteria, documentation supplied by the licensee.

The ARN's control action also includes a program of routine and non-scheduled inspections for monitoring all activities related to safety and verification of compliance with the provisions of the relevant licensee.

Safeguards and Physical Protection

Legal Framework:

Within Argentinean nuclear regulatory framework, all nuclear facilities must fulfill the requirements established in the nuclear regulatory guide AR 10.14.1 "Guarantees of Non-diversion of Nuclear Materials and Materials, Facilities and Equipment of Nuclear Interest". This guide establishes the safeguards requirements according to the National Nuclear Law and the international commitments assumed by Republic of Argentina: Non Proliferation Treaty, Treaty for the Prohibition of Nuclear Weapons in Latin America and the Caribbean known as Tlatelolco Treaty, Agreement between the Republic of Argentina and the Federative Republic of Brazil for the Exclusively Peaceful Use of Nuclear Energy known as Bilateral Agreement, Agreement between the Republic of Argentina, the Federative Republic of Brazil, the Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Materials and the International Atomic Energy Agency for the Application of Safeguards (INFCIRC/435) known as Quadripartite Agreement, and other international cooperation agreements.

Pilcaniyeu Technological Centre Historical Background:

In the nineties Argentina made the declaration of all nuclear material in the state. Due to this declaration Pilcaniyeu Enrichment Facility became the only gaseous diffusion plant under safeguards in the world. In order to fulfill these international commitments, several tasks were done for the initial declaration. Some of them are mentioned as follows:

- To define information to be submitted preserving the design sensitive information
- To quantified the nuclear material hold up
- To negotiate a specific safeguard approach for a sensitive facility.

It is important to remark that at that time the Mock Up Laboratory and the main plant were a single facility. The safeguard approach was agreed considering a shout down operational status.

Safeguards Aspects of the Mock Up Laboratory Licensing Process:

In 2006 the National Government decided to restart uranium enrichment operation at the Pilcaniyeu Technological Centre. For that the operator began a reconditioning project of the Mock Up Laboratory facility separately from the main facility. In order to do that the National Atomic Energy Commission submitted an authorization request to the Nuclear Regulatory Authority.

Due to uranium enrichment process is considered as a sensitive technology special care was taken all along the licensing process. However, some important aspects of this task can be mentioned.

All the safeguards relevant information is detailed in the Design Information Questionaire. It includes purpose, capacity, general plant lay out, nuclear material handling, analytical techniques, among others. Nuclear Regulatory Authority analyzed this document and after its evaluation it was sent to the international agencies ABACC and IAEA. Based on this document the safeguards approach was negotiated. The safeguards approach is a confidential document that specified the safeguards relevant features of the facility, nuclear material verification procedures, and design verification activities.

Mock-Up Lab at Pilcaniyeu Technological Centre

There are 64 Regulatory Standards and 9 Regulatory Guides in Arfentina where the main one is:

AR 10.1.1. Basic Radiation Safety Standard.

Objective: Achieve an appropriate level of protection to the persons from harmful effects of ionizing radiations and radioactive sources.

The International Agreements are:

The full responsibility for radiation and nuclear safety of a nuclear installation rests with the organization (owner or operator) in charge of the design, construction, commissioning, operation and decommissioning of the nuclear installation in question. Nothing that affects radiation and nuclear safety frees the organization, known as the Responsible Entity, and the manager appointed by it, of its responsibility for each stage of the project.

From the point of view of the licensing process, facilities are classified as Type I, II or III facilities (previously being classified as relevant/mayor or minor), according to the radiological risk and the technology complexity involved. For Type I and II installations ARN bestows Operation Licenses, while for Type III facilities ARN has a Registration System.

Based on current regulatory requirement standards, Type I or relevant/mayor facilities require the following types of authorization to be licensed: Construction License, Operating License and Decommissioning License. In the case of nuclear power plants a Commissioning License is also mandatory for these facilities.

These facilities need to operate with an operating license and its staff must possess both the corresponding Individual Licenses and Specific Authorization for positions that have a significant influence on safety.

Personnel of the major facilities occupying positions with significant influence on safety must hold both an Individual Licences and a Specific Authorization. Two types of regulatory documents are issued by the ARN for the purpose of certifying the ability of a person to hold a position to perform a key safety-related responsibility in a given facility. The applicant needs in addition to the Individual Licence a Specific Authorization which must be requested by the Responsible Entity. To obtain it, the applicant must prove specific knowledge of the facility in question, be suitably trained for the particular job and have an adequate psychophysical fitness.

For the operation of Type II facilities, the facility responsible for the practice involving radioactive material or ionizing radiation must apply to the ARN for an Operation Authorization. In addition, all responsible persons involved are required to hold a Specific Individual Permit pertinent to a given practice.

Facilities regulated by the ARN have different purposes such as generating electricity, the manufacture of fuel elements for nuclear reactors, radioisotope production, production of radioactive sources, sterilization of medical supplies and the use and application of ionizing radiation in medicine and industry, and basic and applied research.

The complexity of the facilities and their radioactive material inventories vary significantly and their geographical distribution covers the entire country. According to the purpose of the facility, it is mandatory that it comply with certain design requirements, equipment and staff, prior to the authorization or licensing of the operation.

The regulatory activities carried out by the ARN to control facilities consist of analyzing design and operation-related documents, permanently assessing safety during operation, and verifying by means of regulatory inspections and audits the compliance with the provisions of the corresponding license. The tasks of analysis and evaluation are carried out by specialized personnel in radiological and nuclear safety and, with modern information management technologies, and acquainted with the use of calculation codes, validate independently based on their own criteria, the documentation provided by the licensed operator.

Regulatory control action is completed with a program of routine and non-routine inspections to monitor all safety related activities and verify the compliance with the provisions of the relevant license.

Routine inspections are associated with the supervision of the facilities normal activities; process monitoring and verification of compliance with the mandatory documentation. In the case of nuclear power plants, routine inspections are carried out primarily by ARN on site resident inspectors, who rely on the technical support provided either by ARN analysis and assessment teams or by teams working for the ARN under agreements or contracts.

Non-routine inspections are carried out either in the event of specific situations, or when it becomes necessary to increase the inspection effort. In these cases, inspections are conducted by experts in a variety of disciplines, either from the ARN or other ARN-related institutions.

Regulatory Control

Routine inspections are associated with the supervision of the facility's regular activities, process monitoring and verification of compliance with the provisions of binding documents. As far as nuclear power plants are concerned, inspections are basically conducted by ARN's resident inspectors relying on the technical support provided either by the ARN analysis and assessment teams or by teams working for the ARN under agreements or contracts.

Non-scheduled inspections are carried out both in the event of specific circumstances and when the need arises to increase the inspection effort. In such cases inspections are conducted by experts in a variety of disciplines, either from the ARN or other ARN-related institutions

Emergency Preparedness and Response System for Nuclear Accidents in Argentina

Sadañiowski, I.; Rodríguez, M. and Hernández, D.

Presentado en: International Experts' Meeting on Assessment and Prognosis in Response to a Nuclear or Radiological Emergency (IEM 9).
Viena, Austria, 20 al 24 de abril de 2015

EMERGENCY PREPAREDNESS AND RESPONSE SYSTEM FOR NUCLEAR ACCIDENTS IN ARGENTINA

Sadañiowski, I.[1]; Rodríguez, M. and Hernández, D.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

The 24.804 Act, "The National Law On Nuclear Activities", establishes that the Nuclear Regulatory Authority (ARN) shall be responsible for regulating and controlling nuclear activities. It also settles ARN functions related to preparedness and response to nuclear and radiological emergencies. In particular, ARN is responsible for managing and co-ordinating the response in case of a nuclear emergency.

As part of the licensing process, licensees are requested to submit an Emergency Plan for nuclear or radiological emergencies both within and outside facilities. It should describe the full scheme for controlling hazards and mitigate any harmful consequences.

The Nuclear Emergency Intervention System (SIEN) is designed to respond in the event of nuclear emergencies and to co-ordinate the actions of response organizations such as the Municipal Civil Defence, the Provincial Civil Defence and, at the national level, the National Directorate for Civil Protection, but also law enforcement agencies and armed forces. The aim is to effectively manage emergency preparedness and response, and to conduct recovery actions to reach a safe stable state.

It is well established that emergency response could be considerably improved by ensuring good preparedness in advance. The goal is to prevent the occurrence of deterministic effects in individuals and to reduce the occurrence of stochastic effects in the population.

Preplanned strategy for protective actions is based in emergency planning zones around each nuclear power plant. The Precautionay Action Zone (ZAP) defined as the area enclosed in a 3 kilometers radius in all directions around the NPP as well as an area up to 10 km within an angle of 60 degrees in the direction of the wind. The Urgent Protective Action Planning Zone (ZPU) extends to the rest of the area of 10 kilometers.

Once the emergency is declared, protective actions consist of:

- Early evacuation of population in the area enclosed in a 3 kilometers radius in all directions around the NPP;
- Access control in the 10 kilometers radius area from the reactor site;
- Sheltering preparedness is implemented in both the ZAP and the ZPU, but only performed in ZAP;
- Iodine prophylaxis in the ZAP and the ZPU. Although the compound of stable iodine is distributed in the 10 km radius area from the reactor site, it should only be ingested by each individual staying in the ZPU on a one-per-day basis.

Environmental monitoring is undertaken after the passage of the cloud to identify where longer term protective actions may be needed based on predefined intervention levels. This includes:

- Temporary relocation of the population due to high dose rates caused by radioactive deposition;

[1] Isadaniowski@arn.gob.ar

- Resettlement of evacuated areas;
- Restrictions on the consumption of foodstuffs in the affected areas;
- Soil decontamination (Only if largely justified).

In addition to environmental monitoring, atmospheric dispersion models able to predict the evolution of radionuclides in the environment and the resulting doses to the public, are of major importance during and after an emergency situation. Input parameters for these models include source characteristics, release composition, and metheorological conditions at the moment of the emergency. For such predictions, ARN developed the SEDA code, which can calculate isodose and isoconcentration lines at a local scale (within 20 km). For regional scales, the International Exchange Program (IXP), developed by the National Atmospheric Release Advisory Center (NARAC) is employed. Finally, the assistance of the World Metheorological Organization (WMO) is facilitated through our National Metheorological Services (SMN), to run models in the several Regional Specialized Metheorolgical Centers (RSMC) around the world in case of global dispersions.

Therefore, environmental monitoring is important both to validate the model assumptions made during the preparedness and the early stages of the emergency situation, and to determine if the protective actions applied need to be modified or new countermeasures should be introduced in the later stages.

It should also be noted the importance of integrating dispersion models with the Geographical Information System (GIS) in the different phases of the emergency.

The GIS is composed of a database with geographical information such as social, economic, physical and environmental data and incorporates results for forecasting models and measurements of environmental impact during the emergency. This enables the analysis of data in real time and facilitates decision-making.

Operating procedures and accident managenment guidelines are periodically reviewed in order to take into account the latest experience and lessons. As a result of the Fukushima Dai-ichi accident, ARN is re-evaluating the extent of the emergency planning zones, and also considering the implementation of the Generic Reference Levels defined in GSG-2 (IAEA, 2011).

Monitoreo de área en instalaciones del Ciclo de Combustible Nuclear

Segato, A.; Núñez, M.P. y Rentería, E.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 de abril de 2015

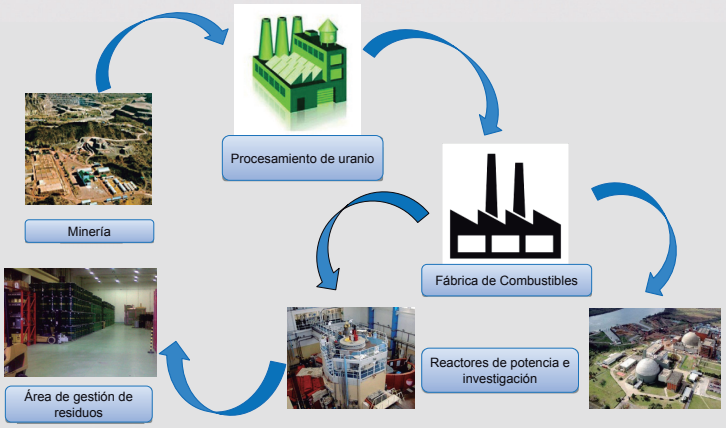
María Paula Nuñez
E-mail: mnunez@arn.gob.ar

Elizabeth Renteria
E-mail: erenteria@arn.gob.ar

Allan Darío Segato
E-mail: asegato@arn.gob.ar

Monitoreo de Área en instalaciones del Ciclo de Combustible Nuclear

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – **ARGENTINA**



Ciclo de Combustible Nuclear

Todas las operaciones asociadas con la producción de <u>energía nucleoeléctrica,</u> que incluyen:

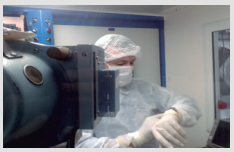
- **Minería del uranio**
- **Concentración**
- **Procesamiento y enriquecimiento del uranio**
- **Fabricación del combustible nuclear**
- **Operación de las centrales nucleares**
- **Operación de reactores de investigación**
- **Producción de radioisótopos**
- **Reprocesamiento del combustible nuclear**
- **Investigación y desarrollo**
- **Gestión de desechos (incluyendo la clausura)**

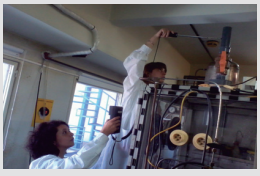
<u>Instalaciones del Ciclo de Combustible Nuclear en Argentina</u>

- **8 Complejos Mineros Fabriles**
- **6 Plantas de Conversión y Fabricación de Polvos de Uranio y Elementos Combustibles Nucleares; y una en proyecto**
- **3 Reactores de potencia**
- **6 Reactores de investigación, docencia, producción de radioisótopos, y facilidades críticas; y uno en proyecto y construcción**
- **3 Laboratorios de Recuperación de Uranio y obtención de Uranio Metálico**
- **3 Depósitos de distintos compuestos de uranio con diferentes enriquecimientos**
- **1 Laboratorio Mock Up de Enriquecimiento de Uranio**
- **1 Facilidad con tecnología de óxidos mixtos**
- **14 Laboratorios de Investigación, Desarrollo, Mediciones y Análisis de Uranio de las distintas etapas del Ciclo de Combustible Nuclear**
- **1 Taller de mecanizado de uranio empobrecido**
- **Instalaciones de gestión y disposición de residuos**

El sector Control de Instalaciones del Ciclo de Combustible de la ARN lleva a cabo el control regulatorio de las instalaciones desde el punto de vista de la Protección Radiológica y Seguridad Nuclear en el marco de la Norma Básica AR 10.1.1 Rev. 3., realizando:

- **Inspecciones para verificar:**
  - **Operación segura de las instalaciones**
  - **Condiciones de las áreas de trabajo – Monitoreos de Área**
  - **Dosis de trabajadores y público**
  - **Medio ambiente**
  - **Condiciones para la prevención de criticidad**
  - **Acondicionamiento y disposición de residuos**
  - **Desempeño del personal licenciado**
- **Seguimiento de documentación técnica de las instalaciones**
- **Evaluación de registros e informes de las instalaciones**
- **Licenciamiento de instalaciones y del personal operativo**





Monitoreos y Mediciones:

- **Toma de muestras de aire, superficie, agua, etc. para verificar el estado de las instalaciones y comparar con los datos informados**
- **Muestreos personales a los operadores, cuando corresponda**
- **Mediciones in situ de tasa de exposición ambiental**
- **Mediciones de radón en aire**
- **Verificación de los monitoreos de área y ambientales propios de la instalación.**

Para destacar:

- **En las instalaciones que manipulan compuestos de uranio dispersable, el principal aporte a la dosis de los trabajadores es el de la contaminación interna por lo que el material debe estar confinado correctamente y contar con sistemas de ventilación y purificación de aire.**
- **En los locales de trabajo los valores de concentración de uranio en aire deben mantenerse por debajo del 0,1 del DAC (concentración derivada en aire) según la normativa vigente. Por cuestiones conservativas se pide a las instalaciones que adecúen sus sistemas de detección a la fracción 0,01 para asegurar una mayor protección a los trabajadores.**
- **En todos los casos se considera a los compuestos de uranio como insolubles y de este modo la protección de los trabajadores tiene en cuenta tanto el riesgo radiológico como el toxicológico.**

Información Técnica y Gráfica Institucional
SUBGERENCIA COMUNICACIÓN INSTITUCIONAL

www.arn.gob.ar

Aplicación de los resultados obtenidos en ejercicios de intercomparaciones al programa de aseguramiento de la calidad en la determinación de tritio en agua

Segovia, V.; Diodati, J. y Temprano, D.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 de abril de 2015

APLICACIÓN DE LOS RESULTADOS OBTENIDOS EN EJERCICIOS DE INTERCOMPARACIONES AL PROGRAMA DE ASEGURAMIENTO DE LA CALIDAD EN LA DETERMINACIÓN DE TRITIO EN AGUA

Segovia, V.; Diodati, J. y Temprano, D.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

En este trabajo se muestra la importancia de aplicar los resultados de la participación de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) en ejercicios de intercomparaciones con un laboratorio de referencia (National Institute of Standards and Technology) para corregir los sesgos en la técnica de determinación de tritio en agua por centelleo líquido.

La técnica fue validada y acreditada bajo norma IRAM 301/2005 por los integrantes del laboratorio, en dos contadores de centelleo líquido, en condiciones de reproducibilidad intralaboratorio.

La estimación de la incertidumbre del sesgo contiene un componente aleatorio y un componente sistemático que se aplican como varianza total del resultado, en el criterio de aceptación/rechazo del sesgo obtenido en los interlaboratorios.

Las mediciones se realizaron en dos instrumentos de características diferentes, midiendo en el modo Bajo Fondo en ambos y comparando los resultados cuando se utiliza una ventana de medición optimizada y sin optimizar.

Se observa que a medida que las concentraciones disminuyen hasta ser cercanas al límite de cuantificación de la técnica, la corrección por el sesgo del laboratorio, permite mantener el límite de trazabilidad del método de acuerdo a los criterios de aceptación/rechazo enunciados para tal fin, en las normas ANSI 42.22 e ISO/IEC 13528/2005 aun cuando este puede ser positivo o negativo dependiendo de la optimización de la ventana de medición elegida.

1. INTRODUCCIÓN

En concordancia con el principio básico de la protección radiológica de mantener la exposición de la población tan baja como sea posible, se permite la descarga limitada de efluentes radiactivos. Los niveles autorizados de descarga son fijados en base a los modelos de transferencia al ambiente.

Un adecuado programa de monitoreo ambiental, en conjunto con el monitoreo de las descargas, es llevado a cabo con fines regulatorios a fin de tener información sobre el comportamiento de los efluentes en los diferentes sectores del medio ambiente.

El monitoreo radiológico ambiental llevado a cabo en los alrededores de centrales nucleares, las cuales descargan tritio al medio ambiente de forma controlada, implica la preparación y ejecución de un muestreo sistemático y frecuente que permite verificar que los niveles de emisión proveniente de esas instalaciones se encuentran dentro de los límites de descarga establecidos, como así también observar la presencia de tendencias de los niveles de concentración de radionucleídos que pudieran producirse en caso de eventuales desvíos en las concentraciones habitualmente monitoreadas, en el medio ambiente.

Si bien la matriz utilizada normalmente es agua, ésta puede obtenerse por muestreo de ríos, lagos, arroyos en forma directa o bien de alimentos como la leche y los vegetales o por condensación de la humedad ambiente, mediante estaciones condensadoras que toman los datos de temperatura y humedad relativa durante intervalos de tiempo prefijados antes de comenzar el muestreo.

Es de esperar que la determinación de tritio en tales muestras arroje valores de concentración tanto por encima del nivel de cuantificación de la técnica, como por debajo del mismo ya sea por medición directa, o habiendo hecho una extracción o condensación previa requerida en el procedimiento. En todos los casos la medición final es llevada a cabo mediante la técnica de Espectrometría por Centelleo Líquido de bajo fondo.

Dentro de los parámetros establecidos para el aseguramiento de la calidad de las mediciones, la participación de la ARN en ejercicios de intercomparaciones es de significativa importancia en corregir desvíos que se manifiestan en niveles de actividad ambientales y que difieren de acuerdo al equipo en que se mida.

Sobre la base de los resultados obtenidos por ARN en 6 ejercicios interlaboratorios con el NIST (en el rango de concentraciones desde 100 a 45000 Bq/l) se presenta un estudio de la influencia del sesgo en niveles más bajos de actividades, observando las variables que puedan influir en él cuando se trabaja con muestras ambientales (menores que 100 Bq/l) y los resultados que se obtendrían aplicando una corrección por sesgo con su incertidumbre.

2. EXPERIMENTAL

A partir de material de referencia del último ejercicio de intercomparaciones (2014) con el NIST, cuyos resultados aparecen resaltados en la tabla 1, se midieron nuevamente el patrón de (98,5 +/- 1,5) Bq/l (al 27/06/2014), y dos soluciones diluidas del mismo, de aproximadamente 45 y 20 Bq/l, en condiciones de reproducibilidad intralaboratorio por tres analistas, en dos contadores de diferentes características, Perkin Elmer TR-2550-AB (EQ-2) y TR-3180-SL (EQ-5).

Las concentraciones finales de las soluciones patrones fueron de (**96,8 +/- 0,7**), (**47,55 +/- 0,35)** y **(20,28 +/- 0,15)** Bq/l **(K=1)** al 22/10/2014 y sus mediciones fueron realizadas en el modo Bajo Fondo con ventana optimizada de 0 a 5,5 keV(reducción de fondo y mejoramiento de la cifra de mérito del contador) y con ventana hasta el punto final del espectro (end point) de 0 a 13 keV.

Tabla 1. Resultados de las distintas participaciones en ejercicios de interlaboratorios con el NIST.

Nucleido	Valor NIST		Valor ARN		Diferencia	Evaluación
3H	Actividad Bq/L	Incertidumbre Expandida (%,k=2)	Actividad Bq/L	Incertidumbre Expandida (%,k=2)	(%)	Límite Trazabilidad (%)
2014	**98,5**	**1,46**	**102**	**8,9**	**3,5**	**14**
2014	**171,9**	**1,46**	**177**	**7,3**	**3,0**	**11,5**
2014	**244,3**	**1,46**	**253**	**5,5**	**3,6**	**8,8**
2014	**320,1**	**1,46**	**327**	**5,0**	**2,2**	**8,0**
2014	**392,6**	**1,46**	**402**	**3,6**	**2,4**	**5,9**
2011	6297	1,7	6385	5,2	1,4	8,3
2011	30800	1,7	31209	5,2	1,3	8,3
2011	48740	1,7	49389	5,2	1,3	8,3
2009	10170	1,2	10270	10,3	1,0	16
2008	15320	1,2	15400	9,1	0,5	14
2007	4306	0,75	4330	3,0	0,6	5
2006	17150	1,2	15700	2,6	-8,5	4

De acuerdo al criterio de aceptación de trazabilidad del NIST basado en la norma ANSI N42.22/1995 el sesgo debe ser menor que el límite de trazabilidad, expresándose la inecuación correspondiente como:

$$|V_{ref} - V_{lab}| < 3\sqrt{u_{ref}^2 + u_{lab}^2} \quad (1)$$

Siendo:

$|V_{ref} - V_{lab}|$: el sesgo entre el valor de referencia (V_{ref}) y el de la ARN (V_{lab}).

$3\sqrt{u_{ref}^2 + u_{lab}^2}$: es el límite de trazabilidad (límite para la cual la trazabilidad puede considerarse en el 99% de nivel de confianza.

$u_{ref}^2 + u_{lab}^2$: las varianzas combinadas para los valores correspondientes al NIST y a la ARN.

2.1. Corrección por sesgo e inclusión de su incertidumbre en el cálculo del resultado

De acuerdo a la definición expresada en la ISO 3540: 1993, sesgo es la diferencia entre un valor de referencia aceptado y la "esperanza" de los resultados de test, donde la "esperanza" tiene el significado estadístico del promedio de un número infinito de replicados de observaciones llevadas a cabo en las mismas condiciones y sobre la misma matriz.

$$Sesgo = |V_{ref} - \bar{V}_{lab}| \quad (2)$$

La incertidumbre del sesgo puede calcularse teniendo en cuenta los resultados de ejercicios de interlaboratorios y los materiales de referencia analizados en cada uno de ellos

(Nordtest TR-537 ed.3.1):

$$u_{sesgo} = \sqrt{u_{ref}^2 + RMS_{sesgo}^2} \quad (3)$$

Siendo:

u_{ref}^2: la incertidumbre cuadrática de la concentración del material de referencia obtenida de los datos originales del material de referencia y las pesadas para las diluciones correspondientes.
RMS_{sesgo}^2: la desviación estándar (elevada al cuadrado) de los sesgos porcentuales obtenidos por participación en sucesivos ejercicios de intercomparaciones expresada como:

$$RMS_{sesgo} = \sqrt{\frac{\sum[\text{sesgo}_i)^2]}{n}} \quad (4)$$

La incertidumbre total combinada de la medición de una muestra corregida por sesgo, incluye la incertidumbre de la medición más la incertidumbre del sesgo.

De esta forma la expresión final para la incertidumbre total corregida de una muestra es:

$$u_{corr} = \sqrt{u_{med}^2 + u_{sesgo}^2} \quad (5)$$

Siendo:

u_{corr}: Incertidumbre total combinada corregida.
u_{med}^2: Incertidumbre cuadrática de la medición de la muestra

El proceso de corrección por sesgo según la ISO/IEC GUM (Ginebra 1993) para un resultado observado es:

$$R_{corr} - R_{med} + \Delta \quad (6)$$

Siendo:

R_{corr}: el resultado corregido por sesgo
R_{med}: el resultado de la medición sin corrección.
Δ: el valor del sesgo (puede ser positivo o negativo).

El sesgo del laboratorio se determinó como promedio de los sesgos porcentuales (7) obtenidos en los ejercicios de intercomparaciones presentados en la tabla 1, y su varianza porcentual como

la suma cuadrática porcentual del desvío estándar (***RMS*$_{sesgo}$**) más la varianza porcentual promedio de los materiales de referencia (**Nordtest TR-537 ed.3.1**) empleados como muestras test.

De esta forma la expresión final para el sesgo del laboratorio es:

$$\%Sesgo = \frac{\Sigma \%Sesgos}{N} \tag{7}$$

y su incertidumbre

$$u\%_{sesgo} = \sqrt{\%RMS^2_{sesgo} + \%\bar{u}^2_{r,i}} \tag{8}$$

3. RESULTADOS

En la tabla 2 pueden observarse los resultados obtenidos para las tres concentraciones ensayadas.

Tabla 2. Resultados obtenidos en condiciones de reproducibilidad intralaboratorio y sus incertidumbres asociadas porcentuales (k=2)

	Región optim.		Región s/optim.		Región optim.		Región s/optim.		Region optim.		Region s/optim.	
N° de Muestra	Conc. (Bq/l)	Incert. (%) k=2	Conc. (Bq/l)	Incert. (%) k=2	Conc. (Bq/l)	Incert. (%) k=2	Conc. (Bq/l)	Incert. (%) k=2	Conc. (Bq/l)	Incert. (%) k=2	Conc. (Bq/l)	Incert. (Bq/l) k=2
1	91,7	9,1	100,6	8,7	42,0	15,0	45,3	14,0	18,6	33,1	18,9	31,6
2	90,4	9,0	98,6	8,6	45,1	15,2	49,4	14,3	17,5	32,9	18,5	31,5
3	99,9	9,4	106,0	8,9	44,5	15,2	47,3	14,2	20,5	33,4	21,9	32,1
4	91,4	9,1	99,6	8,7	44,0	15,2	49,2	14,3	20,6	33,4	22,3	32,1
5	95,6	9,2	104,1	8,8	50,8	15,6	54,9	14,6	17,5	32,9	18,2	31,5
6	90,8	9,1	97,8	8,6	46,1	15,3	49,7	14,3	15,4	32,5	15,8	31,1
7	85,8	8,9	93,5	8,5	42,6	15,0	48,2	14,2	18,3	33,0	18,9	31,6
8	94,9	9,2	101,9	8,7	44,8	15,2	47,6	14,2	19,4	33,2	20,2	31,8
9	91,6	9,1	99,2	8,6	47,3	15,4	51,1	14,4	17,5	32,9	18,4	31,5
Prom.	92,5	9,1	100,2	8,7	45,3	15,2	49,2	14,3	18,4	33,0	19,2	31,6
S2/n	1,7	3,8	1,5	3,0	0,8	3,4	0,8	3,3	0,3	3,3	0,4	4,5
%Ue		9,9		9,2		15,6		14,7		33,2		32,0

En la tabla 3 se resumen los datos correspondientes a las incertidumbres porcentuales expandidas de los materiales de referencia empleados en los distintos ejercicios llevados a cabo con el NIST, y las diferencias porcentuales (sesgos %) obtenidos para cada uno de ellos que serán aplicados al cálculo del sesgo porcentual del laboratorio y su incertidumbre.

Tabla 3. Extracto de la tabla 1 conteniendo el promedio de las incertidumbres expandidas porcentuales y los sesgos porcentuales obtenidos para cada concentración ensayada.

	NIST (MR)	Diferencia
	Incertidumbre porcentual (%,k=2)	**(%)**
	1,46	**3,5**
	1,46	**3,0**
	1,46	**3,6**
	1,46	**2,2**
	1,46	**2,4**
	1,7	**1,4**
	1,7	**1,3**
	1,7	**1,3**
	1,2	**1,0**
	1,16	**0,5**
	0,75	**0,6**
	1,16	**8,5**
PROMEDIO	**1,4**	**2,4**
RMS_{sesgo}		**3, 2**

De acuerdo a las ecuaciones 7 y 8 el sesgo porcentual del laboratorio es:

$$\overline{Sesgo} = 2.4\% \tag{9}$$

Y su incertidumbre (K=2)

$$u\%_{sesgo} = \sqrt{1.4^2 + 3.2^2} = 3.5\% \tag{10}$$

3.1. Aplicación de la corrección por sesgo sobre las mediciones efectuadas

De la observación de los sesgos mostrados en la tabla 2 surge que para la concentración de 20,28 Bq/l, el sesgo es **negativo** para ambas regiones de medición, mientras que para las concentraciones mayores estudiadas, el sesgo es positivo para la región **sin optimizar** y negativo para región **optimizada**.

De acuerdo a la ecuación (1) para la **región optimizada** el sesgo porcentual es:

$$\%Sesgo = \frac{|20.28 - 18.4|}{20.28} * 100 = 9.3\%$$

Y su límite de trazabilidad (ANSI 42.22/1995) también en forma porcentual

$$\frac{3 * \sqrt{3.05^2 + 0.15^2}}{20.28} * 100 = 45.2\%$$

Mientras que para la **región sin optimizar** (todo el espectro hasta el "end point") el sesgo porcentual es:

$$\%Sesgo = \frac{|20.28 - 19.2|}{20.28} * 100 = 5.3\%$$

Y su límite de trazabilidad (ANSI 42.22/1995) también en forma porcentual

$$\frac{3 * \sqrt{3.1^2 + 0.15^2}}{20.28} * 100 = 45.9\%$$

Aplicando las ecuaciones (9) y (10) a los resultados obtenidos, se obtiene:

Para la **región optimizada**,

$$[3_{\alpha}|_{corr} = 18.4 * 1.024 = 18.8\ Bq/l$$

$$\%u_{corr} = \sqrt{3.5^2 + 33.2^2} = 33.4\%$$

Para la **región sin optimizar**

$$[3_{\alpha}|_{corr} = 19.2 * 1.024 = 19.7\ Bq/l$$

$$\%u_{corr} = \sqrt{3.5^2 + 32.0^2} = 32.4\%$$

4. CONCLUSIONES

De la observación de los datos presentados en la tabla 1, se puede ver claramente que el laboratorio reporta datos sesgados positivamente (en condiciones de reproducibilidad intralaboratorio), en el rango de concentraciones de las muestras test y manteniendo la trazabilidad al patrón de referencia del NIST. Sólo en un caso el sesgo fue negativo.

La diferencia en el tipo de sesgo observada en la tabla 2, para regiones de medición optimizada y sin optimizar, se debe a una diferencia en el conteo neto (conteo de la muestra a la cual se le sustrae el conteo del blanco) entre ambas mediciones, que se manifiesta aun más, en concentraciones de tritio más bajas ya que al optimizar la región, si bien se consigue una disminución del

fondo, también se produce una disminución en la eficiencia de medición, que conlleva un conteo neto menor.

Cuanto menor sea la actividad de la muestra, pequeñas fluctuaciones del blanco (aun estando dentro de su dispersión estadística aceptada para el método) harán que la componente sistemática del cálculo de la concentración final de tritio, tenga mayor influencia que la componente aleatoria, ya que la primera depende del ajuste de la curva de calibración (Eficiencia) y el volumen de muestra, lo cual constituye una constante a lo largo de proceso de medición.

También puede observarse en la tabla 2 que para la concentración de 20,28 Bq/l, tanto en región optimizada como sin optimizar, el sesgo es **negativo** y si bien no sería necesario corregir por sesgo para satisfacer la condición de trazabilidad, se observa que al tomarse como constante el sesgo del laboratorio, la corrección se hace menos efectiva a menores actividades.

Se observa también, que a medida que se disminuyan las concentraciones hasta llegar al nivel de cuantificación de la técnica (**13 Bq/l** en el TR-2550-AB y **11 Bq/l** en el TR-3180-SL), una corrección por sesgo del tipo mostrado en este trabajo, podría no ser suficiente para satisfacer la condición de trazabilidad en condiciones de reproducibilidad intralaboratorio, debiéndose elegir, el instrumento que menor sesgo presente en condiciones de repetibilidad para concentraciones entre 20 Bq/l y el límite de cuantificación obtenido para el mencionado instrumento.

5. REFERENCIAS

1. Bertil Magnusson, Teemu Näykki, Havard Hovind, Mikael Krysell. “Handbook for Calculation of Measurement Uncertainty in Environmental Laboratories”, NT TECHNICAL REPORT **TR 538 ed. 3.1** -NORDTEST project number 1589-02, (Approved 2012-11).

2. EURACHEM/CITAC-Guide/

3. “Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement ISO”, Geneva (1993). http//www.bipm.org as JCGM 100:2008.

4. “B. Magnusson, SLR. Ellison, Treatmentof uncorrected measurement bias in uncertainty estimation for chemical measurements”, Anal Bioanal Chem, 390:201-213 (2008).

5. Thomas P.J. Linsinger “Use of recovery and bias information in analytical chemistry and estimation of its uncertainty contribution” *Trends in Analytical Chemistry*, **Vol 27**, **N°10**, 2008.

Verónica I. Segovia
E-mail: vsegovia@arn.gob.ar

Jorge M. Diodati
E-mail: jdiodati@arn.gob.ar

Daniel Temprano
E-mail: dtempranoi@arn.gob.ar

Aplicación de los resultados obtenidos en ejercicios de intercomparaciones al programa de aseguramiento de la calidad en la determinación de tritio en agua

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – ARGENTINA

RESUMEN

En este trabajo se muestra la importancia de aplicar los resultados de la participación de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) en ejercicios de intercomparación con un laboratorio de referencia National Institute of Standards and Technology (NIST) para corregir los sesgos en la técnica de determinación de tritio en agua por centelleo líquido.
La técnica fue validada y acreditada bajo norma IRAM 301/2005 por los integrantes del laboratorio, en dos contadores de centelleo líquido, en condiciones de reproducibilidad intralaboratorio.
Las mediciones se realizaron en dos instrumentos de características diferentes, midiendo en el modo Bajo Fondo en ambos y comparando los resultados cuando se utiliza una ventana de medición optimizada y sin optimizar.
Se observa que a medida que las concentraciones disminuyen hasta ser cercanas al límite de cuantificación de la técnica, la corrección por el sesgo del laboratorio, permite mantener el límite de trazabilidad del método de acuerdo a los criterios de aceptación/rechazo enunciados para tal fin, en las normas ANSI 42.22 e ISO/IEC 13528/2005 aun cuando éste puede ser positivo o negativo dependiendo de la optimización de la ventana de medición elegida.

EXPERIMENTAL

A partir de material de referencia del último ejercicio de intercomparación (2014) con el NIST, cuyos resultados aparecen resaltados en la tabla 1, se midieron nuevamente el patrón de (98,5 +/- 1,5) Bq/l (al 27/06/2014), y dos soluciones diluidas del mismo, de aproximadamente 45 y 20 Bq/l, en condiciones de reproducibilidad intralaboratorio por tres analistas, en dos contadores de diferentes características, Perkin Elmer TR-2550-AB (EQ-2) y TR-3180-SL (EQ-5).
Las concentraciones finales de las soluciones patrones fueron de (96,8 +/- 0.7), (47,55 +/- 0,35) y (20,28 +/- 0,15) Bq/l (K=1) al 22/10/2014 y sus mediciones fueron realizadas en el modo Bajo Fondo con ventana optimizada de 0 a 5,5 keV (reducción de fondo y mejoramiento de la cifra de mérito del contador) y con ventana hasta el punto final del espectro (end point) de 0 a 13 keV.

De acuerdo al criterio de aceptación de trazabilidad del NIST basado en la norma ANSI Nº 42.22/1995 el sesgo debe ser menor que el límite de trazabilidad, expresándose la inecuación correspondiente como:

$$|V_{ref} - \bar{V}_{lab}| < 3\sqrt{u^2_{ref} + u^2_{lab}}$$

Aplicando la definición de sesgo según la ISO 3540/1993

$$Sesgo = |V_{ref} - \bar{V}_{lab}| \quad \text{y}$$

$$u_{sesgo} = \sqrt{u^2_{ref} + RMS^2_{sesgo}}$$

u^2_{ref}: la incertidumbre de la concentración del material de referencia

$$RMS_{sesgo} = \sqrt{\frac{\Sigma(sesgo)^2_i}{n}}$$

De esta forma la expresión final para la incertidumbre total corregida de una muestra es:

$$u_{corr} = \sqrt{u^2_{med} + u^2_{sesgo}}$$

u^2_{med}: Incertidumbre cuadrática de la medición de la muestra

$$u\%_{sesgo} = \sqrt{\%RMS^2_{sesgo} + \%\bar{u}^2_{ref}}$$

El sesgo de laboratorio se determinó como promedio de los sesgos porcentuales obtenidos en los ejercicios de intercomparación presentados en la tabla 1, y su varianza porcentual, como la suma cuadrática porcentual del desvío estándar (RMS del sesgo) más la varianza porcentual promedio de los materiales de referencia (Nord test TR-537 ed.3.1).

RESULTADOS

Tabla 1. Resultados de las distintas participaciones en interlaboratorios con el NIST

Nucleido	Valor NIST		Valor ARN		Diferencia	Evaluación
3H	Actividad Bq/L	Incertidumbre Expandida (%,k=2)	Actividad Bq/L	Incertidumbre Expandida (%,k=2)	(%)	Límite Trazabilidad (%)
2014	**98,5**	**1,46**	**102**	**8,9**	**3,5**	**14**
2014	**171,9**	**1,46**	**177**	**7,3**	**3,0**	**11,5**
2014	**244,3**	**1,46**	**253**	**5,5**	**3,6**	**8,8**
2014	**320,1**	**1,46**	**327**	**5,0**	**2,2**	**8,0**
2014	**392,6**	**1,46**	**402**	**3,6**	**2,4**	**5,9**
2011	6297	1,7	6385	5,2	1,4	8,3
2011	30800	1,7	31209	5,2	1,3	8,3
2011	48740	1,7	49389	5,2	1,3	8,3
2009	10170	1,2	10270	10,3	1,0	16
2008	15320	1,2	15400	9,1	0,5	14
2007	4306	0,75	4330	3,0	0,6	5
2006	17150	1,2	15700	2,6	-8,5	4

Tabla 2. Resultados obtenidos en condiciones de reproducibilidad intralaboratorio y sus incertidumbres asociadas porcentuales (k=2)

	Región optim.		Región s/optim.		Región optim.		Región s/optim.		Region optim.		Region s/optim.	
N de Muestra	Conc. (Bq/l)	Incert. (%) k=2	Conc. (Bq/l)	Incert. (%) k=2	Conc. (Bq/l)	Incert. (%) k=2	Conc. (Bq/l)	Incert. (%) k=2	Conc. (Bq/l)	Incert. (%) k=2	Conc. (Bq/l)	Incert. (Bq/l) k=2
1	91,7	9,1	100,6	8,7	42,0	15,0	45,3	14,0	18,6	33,1	18,9	31,6
2	90,4	9,0	98,6	8,6	45,1	15,2	49,4	14,3	17,5	32,9	18,5	31,5
3	99,9	9,4	106,0	8,9	44,5	15,2	47,3	14,2	20,5	33,4	21,9	32,1
4	91,4	9,1	99,6	8,7	44,0	15,2	49,2	14,3	20,6	33,4	22,3	32,1
5	95,6	9,2	104,1	8,8	50,8	15,6	54,9	14,6	17,5	32,9	18,2	31,5
6	90,8	9,1	97,8	8,6	46,1	15,3	49,7	14,3	15,4	32,5	15,8	31,1
7	85,8	8,9	93,5	8,5	42,6	15,0	48,2	14,2	18,3	33,0	18,9	31,6
8	94,9	9,2	101,9	8,7	44,8	15,2	47,6	14,2	19,4	33,2	20,2	31,8
9	91,6	9,1	99,2	8,6	47,3	15,4	51,1	14,4	17,5	32,9	18,4	31,5
Prom.	**92,5**	**9,1**	**100,2**	**8,7**	**45,3**	**15,2**	**49,2**	**14,3**	**18,4**	**33,0**	**19,2**	**31,6**
S2/n	**1,7**	**3,8**	**1,5**	**3,0**	**0,8**	**3,4**	**0,8**	**3,3**	**0,3**	**3,3**	**0,4**	**4,5**
%Ue		**9,9**		**9,2**		**15,6**		**14,7**		**33,2**		**32,0**

CONCLUSIONES

De la observación de los datos presentados en la tabla 1, se puede ver claramente que el laboratorio reporta datos sesgados positivamente (en condiciones de reproducibilidad intralaboratorio), en el rango de concentraciones de las muestras test y manteniendo la trazabilidad al patrón de referencia del NIST. Sólo en un caso el sesgo fue negativo.
La diferencia en el tipo de sesgo observada en la tabla 2, para regiones de medición optimizada y sin optimizar, se debe a una diferencia en el conteo neto (conteo de la muestra a la cual se le sustrae el conteo del blanco) entre ambas mediciones, que se manifiesta aun mas, en concentraciones de tritio más bajas ya que al optimizar la región, si bien se consigue una disminución del fondo, también se produce una disminución en la eficiencia de medición, que conlleva un conteo neto menor.
Cuanto menor sea la actividad de la muestra, pequeñas fluctuaciones del blanco (aun estando dentro de su dispersión estadística aceptada para el método) harán que la componente sistemática del cálculo de la concentración final de tritio, tenga mayor influencia que la componente aleatoria, ya que la primera depende del ajuste de la curva de calibración (Eficiencia) y el volumen de muestra, lo cual constituye una constante a lo largo de proceso de medición.
También puede observarse en la tabla 2 que para la concentración de 20,28 Bq/l, tanto en región optimizada como sin optimizar, el sesgo es negativo y si bien no sería necesario corregir por sesgo para satisfacer la condición de trazabilidad, se observa que al tomarse como constante el sesgo del laboratorio, la corrección se hace menos efectiva a menores actividades.
Se observa también, que a medida que se disminuyan las concentraciones hasta llegar al nivel de cuantificación de la técnica (13 Bq/l en el TR-2550-AB y 11 Bq/l en el TR-3180-SL), una corrección por sesgo del tipo mostrado en este trabajo, podría no ser suficiente para satisfacer la condición de trazabilidad en condiciones de reproducibilidad intralaboratorio, debiéndose elegir, el instrumento que menor sesgo presente en condiciones de repetibilidad para concentraciones entre 20 Bq/l y el límite de cuantificación obtenido para el mencionado instrumento.

Cálculo del ángulo crítico (Dosis máxima) en construcciones de altura en sectores adyacentes a los equipos de radioterapia

Soppe, E.; Discacciatti, A. y Gossio, S.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 de abril de 2015

Ezequiel Soppe
E-mail: esoppe@arn.gob.ar

Adrian Pablo Discacciatti
E-mail: adiscacciatti@arn.gob.ar

Sebastián Gossio
E-mail: sgossio@arn.gob.ar

Cálculo del ángulo crítico (Dosis máxima) en construcciones de altura en sectores adyacentes a los equipos de radioterapia.

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – ARGENTINA

RESUMEN

La evaluación teórica de los blindajes para recintos que alojan equipos de radioterapia con irradiadores de ^{60}Co y aceleradores con potenciales desde 6 MV consiste en la selección de los puntos radiológicamente más significativos dentro de la instalación y en zonas aledañas, el cálculo de la dosis en los mismos y la comparación de los resultados obtenidos con los requerimientos regulatorios. La selección de los puntos de cálculo depende de las características del blindaje, la distancia a la fuente, los factores de ocupación, etc. La metodología empleada en el cálculo del blindaje para estos recintos está descripta en los documentos IAEA Safety Reports Series Nº47, "Radiation Protection in the Design of Radiotherapy Facilities" y NCRP Report Nº151, "Structural Shielding Design and Evaluation for Megavoltage X - and Gamma-Ray Radiotherapy Facilities".
Generalmente el punto escogido para evaluar el techo del recinto está ubicado sobre el mismo y posee un bajo factor de ocupación. No obstante, el cumplimiento de los requerimientos en este punto no garantiza que otros puntos ubicados a distancias mayores pero con ocupación continua (por ejemplo en el caso de un edificio vecino) también cumplan. En estos casos es necesario realizar la evaluación de estos puntos que generalmente se ubican sobre la línea municipal en alturas superiores a la del techo del recinto de radioterapia. El objetivo de este trabajo es presentar la metodología para el cálculo del ángulo crítico definido entre la horizontal y el punto de cálculo (con vértice en el isocentro) donde la dosis es máxima. La verificación teórica del cumplimiento del punto localizado bajo el ángulo crítico permite deducir el cumplimiento del resto de los puntos en la misma vertical.

INTRODUCCIÓN

El proceso de verificación del diseño de los blindajes de los recintos que alojan a los equipos de radioterapia, en cuanto al nivel de protección contra la irradiación externa, consta de tres pasos:

1- Selección de los puntos radiológicamente más significativos. Aquí se buscan los puntos representativos de las dosis máximas esperables en cada sector dentro y fuera de la instalación. Para ello se tienen en cuenta los blindajes, el factor de ocupación, el factor de uso y la distancia.
2- Calculo de la dosis en dichos puntos. En este trabajo se utiliza el modelo de cálculo presentado en el documento NCRP 151.
3- Comparación de los valores de dosis obtenidos con las restricciones establecidas regulatoriamente y evaluación de su cumplimiento con las mismas.

En el caso de la evaluación de los techos de los equipos, en la mayoría de los casos son sectores no ocupados o con factores de ocupación muy bajos (solo para tareas de mantenimiento). Por esta razón el requerimiento de blindaje para radiación directa suele ser menor que para las paredes laterales donde podría haber público con ocupación continua. Sin embargo el cumplimiento de las restricciones de dosis sobre el techo no garantiza el cumplimiento de otros puntos que aunque ubicados a mayor distancia que el punto T puedan tener ocupaciones mayores. En los casos donde haya construcciones de altura linderas con recintos de radioterapia debe adicionarse esta evaluación.

MODELO DE CÁLCULO

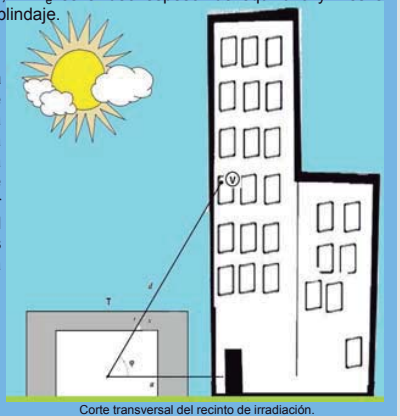
El modelo de cálculo para la dosis, *D*, debida al haz principal, expresiones (1) y (2), esta descripto en el documento NCRP 151.

$$D = \frac{W.U.T.B}{d^2} \quad (1)$$

$$B = 10^{-1}10^{-\left[\frac{r-TVL_1}{TVL_e}\right]} \quad (2)$$

Donde *B* es el factor de transmisión; *W* es la carga de trabajo; *U* es el factor de uso; *T* es el factor de ocupación; d es la distancia desde isocentro al punto de cálculo; TVL_1 es el primer deci-espesor; TVL_e es el deci-espesor de equilibrio y r es el espesor del blindaje.

El punto V es un punto ubicado sobre la medianera de una construcción vecina al bunker de irradiación. Este punto puede pertenecer a la institución responsable del servicio de radioterapia o a un vecino. En el primer caso la empresa deberá informar el factor de ocupación de este sector, en el segundo caso se debe tomar ocupación continua (T=1). El parámetro r es el espesor oblicuo del blindaje (losa). El ángulo φ es el definido entre la horizontal y la recta determinada por el isocentro y el punto de cálculo. El espesor normal de la losa es *X*.



Corte transversal del recinto de irradiación.

ÁNGULO CRÍTICO

El ángulo crítico φc es el que corresponde al valor máximo de la dosis. De (1) y (2) se obtiene:

$$D = \frac{W.U.T.10^{-1}10^{-\left[\frac{r-TVL_1}{TVL_e}\right]}}{d^2} \quad (3)$$

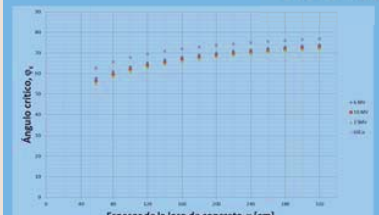
Colocamos la dosis en función del ángulo φ

$$D(\varphi) = \frac{W.U.T.10^{-1}}{a^2}\cos^2\varphi\, 10^{-\left[\frac{\frac{x}{\sin\varphi}-TVL_1}{TVL_e}\right]} \quad (4)$$

Para obtener el máximo de la dosis, *D*, se deriva (4) con respecto a φ y se iguala a cero. De esa operación se deduce la relación (5).

$$cotg\,\varphi_c^{\,2} = \frac{2\,sen\,\varphi_c\,TVL_e}{x.\ln 10} \quad (5)$$

RESULTADOS



Ángulo critico en función del espesor de la losa de concreto para los potenciales aceleradores 6, 10, 15 MV y para ^{60}Co.

Potencial acelerador [MV]	Deciespesor de equilibrio, TVL_e [cm]	Espesor de la losa, x [cm]	Angulo crítico, φ_c	Espesor de la losa, x [cm]	Angulo crítico, φ_c
6	33	60	58	200	70
		80	61	220	71
		100	63	240	71
		120	65	260	72
		140	67	280	73
		160	68	300	73
		180	69	320	74
10	37	60	56	200	69
		80	60	220	70
		100	62	240	70
		120	64	260	71
		140	65	280	72
		160	67	300	72
		180	68	320	73
15	41	60	55	200	68
		80	58	220	69
		100	61	240	70
		120	63	260	70
		140	64	280	71
		160	66	300	71
		180	67	320	72
^{60}Co	21	60	63	200	74
		80	66	220	74
		100	68	240	75
		120	69	260	75
		140	71	280	76
		160	72	300	76
		180	73	320	77

Ángulos críticos, φ_c, de acuerdo al espesor de la losa, *x*, y al potencial acelerador

CONCLUSIONES

Se estableció la metodología para el cálculo del ángulo crítico φ_c que corresponden al valor máximo de dosis por radiación primaria de los aceleradores para usos médicos en los puntos ubicados sobre la medianera a alturas mayores que la del recinto de irradiación (punto V). Se calcularon estos ángulos en función del espesor de la losa y del potencial acelerador .
La evaluación del cumplimiento de los requerimientos de dosis bajo el ángulo crítico garantiza el cumplimiento en todos los puntos a diferentes alturas sobre la misma vertical permitiendo optimizar el cálculo del blindaje.

Estudio RELID 2014 en Buenos Aires – Argentina

Papp, C.; Romano-Miller, M.; Descalzo, A.; Michelin, S.;
Molinari, A.; Rossini, A.; Plotkin, C.; Bodino, G.; Esperanza, G.;
Di Giorgio, M. y Touzet, R.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 de abril de 2015

Estudio RELID 2014 en Buenos Aires - Argentina

Papp, C.[1]; Romano-Miller, M.[2]; Descalzo, A.[3]; Michelin, S.[4]; Molinari, A.[4]; Rossini, A.[4]; Plotkin, C.[5]; Bodino, G.[5]; Esperanza, G.[5]; Di Giorgio, M.[4]; Touzet, R.[1]

[1] Comisión Nacional de Energía Atómica
[2] Sanatorio Otamendi
[3] Colegio Argentino de Cardioangiólogos Intervencionistas
[4] Autoridad Regulatoria Nuclear
[5] Hospital Oftalmológico Santa Lucía

RESUMEN

Los altos niveles de radiación dispersa en la práctica médica intervencionista y el incremento del número y complejidad de los procedimientos, pueden conducir a opacidades en el cristalino de los profesionales, si no se utilizan los elementos de protección necesarios. Dichas opacidades presentan ciertas características particulares que permiten asociarlas a la radiación ionizante. En el año 2008 la OIEA inició a nivel internacional el estudio RELID (Evaluación Retrospectiva de Lesiones en el Cristalino y Dosis). En el año 2010 se realizó el estudio por primera vez en Argentina en el marco del Congreso de la Sociedad Latinoamericana de Cardioangiólogos Intervencionistas y recientemente, en el año 2014, se realizó por segunda vez en el marco del Congreso SOLACI-CACI 2014. En este estudio, se evaluaron los cristalinos de 115 profesionales: cardioangiólogos intervencionistas, técnicos y enfermeros; previamente completaron un cuestionario, y previa dilatación ocular, se observaron ambos cristalinos con lámpara de hendidura y se asignó un índice de opacidad de acuerdo a la escala de Merriam-Focht. El 91,5 % de cardioangiólogos intervencionistas, el 77 % de técnicos y el 100 % de enfermeros presentaron opacidades subcapsulares posteriores características, aunque no exclusivas, de la exposición a la radiación ionizante, de acuerdo a la estadificación de las lesiones a través del índice de Merriam-Focht. Cambios similares fueron encontrados en sólo 10-12 % de los individuos en los grupos control de los estudios RELID realizados con anterioridad. El estudio RELID 2014 Argentina, resulta de particular importancia, dado que permitió realizar el seguimiento a 10 profesionales evaluados en 2010, considerando los índices de opacidad y los cambios en las condiciones de protección. Los resultados obtenidos en la población estudiada resaltan la importancia de la disponibilidad y correcta utilización de los elementos de protección radiológica, así como también de la capacitación y entrenamiento del personal.

1. INTRODUCCIÓN

1.1. Situación en la sala de hemodinamia

De las aplicaciones médicas que utilizan rayos X, la hemodinamia resulta ser una de las más complejas en cuanto a protección radiológica. Esto se debe, principalmente, a las elevadas tasas de dosis tanto para el paciente como para el personal, el tiempo de exposición y particularmente, a las características relativas al trabajo en sí de la intervención.

Las tasas de dosis en el punto de entrada en piel del paciente pueden estar entre los 15 mGy/h hasta los 150 mGy/h en fluoroscopía [1], en condiciones normales de trabajo y con equipos controlados bajo un programa de control de calidad. Un procedimiento típico diagnóstico

[1] E-mail del Autor. cpapp@cnea.gov.ar

como la angiografía coronaria puede impartir al paciente una dosis efectiva de referencia de 3,1 mSv (equivalente a 155 placas de tórax), mientras que un procedimiento terapéutico como la angioplastia coronaria percutánea transluminal (PTCA) una dosis efectiva de referencia de 15,1 mSv (equivalente a 755 radiografías de tórax) [2]. La radiación dispersa generada en el paciente es la principal fuente de dosis de radiación para el trabajador, por lo cual, una dosis elevada al paciente implicará una tasa de dosis elevada para el personal. El médico que realiza la intervención (operador), puede estar expuesto a tasas de dosis sin elementos de protección de 0,5-2,5 mSv/h a la altura de la cabeza, 1-5 mSv/h a la altura de la cintura y 2-10 mSv/h a la altura de la pierna [3].

El médico intervencionista es quien se sitúa más próximo al tubo de rayos X y al paciente, normalmente suele situarse a solo 50 cm en promedio, mientras que el personal de apoyo (técnicos y enfermeros) a más de 1 metro de distancia en promedio durante la intervención. El trabajo del médico operador implica que se sitúe de frente a la camilla del paciente, estando su lado izquierdo más próximo tanto al punto de entrada del haz al paciente como al equipo de rayos X. Por lo tanto, las dosis recibidas en el lado izquierdo suelen ser superiores, como se ha demostrado en varios estudios realizados [4].

Las tasas de dosis sin elementos de protección son elevadas y la dosis recibida por los distintos órganos podría ser alta dependiendo de la cantidad de horas de trabajo (carga semanal, tipo y complejidad de los procedimientos) y fundamentalmente del uso de los elementos de protección adecuados.

1.2. Sistemas de protección

La disponibilidad, el uso adecuado y el estado de los elementos de protección, es fundamental para la protección radiológica del personal ocupacionalmente expuesto (POE). De acuerdo a la Resolución Nº 2680/68, Normas Básicas de Seguridad Radiosanitaria" Disposición 3.4. "El dueño de las instalaciones debe contemplar la utilización de los medios de protección más adecuados, a fin de impedir que tanto el personal como el público puedan recibir dosis superiores a las establecidas" [5].

En el caso de las salas de hemodinamia, los elementos de protección pueden ser clasificados en dos grandes grupos: elementos de protección personales (delantal, collar tiroideo y gafas plomados) y elementos de protección móviles (pantallas suspendidas del techo o biombos plomados, y cortinillas plomadas colgadas de la camilla del paciente).

Para la protección del cristalino es fundamental que todo el POE utilice gafas plomadas, y que el operador utilice durante la intervención la pantalla suspendida del techo para protección del tronco y cabeza. El personal de apoyo, puede utilizar además algún biombo móvil plomado. Según trabajos realizados [6], los cristales de las gafas plomadas equivalentes a 0,25 mm Pb pueden atenuar casi hasta un 60 % de la radiación dispersa que alcanza el cristalino de los cardioangiólogos intervencionistas, 52 % en técnicos y 45 % en enfermeros. De forma generalizada, se estima que las gafas atenúan al menos el 50 % de la radiación dispersa.

Los elementos deben estar disponibles en el servicio, como se mencionó con anterioridad, lo cual debe ser contemplado por el dueño de la instalación como establece la normativa. No

obstante, deben ser utilizados por el personal de forma adecuada al igual que su cuidado y limpieza para garantizar la durabilidad de los mismos.

1.3. Dosimetría personal

En intervencionismo, los campos de exposición son inhomogéneos dado que las tasas de dosis varían continuamente incluso en un mismo procedimiento, dependiendo de la zona a irradiar, proyección, campo, etc.

Como se mencionó con anterioridad, las dosis recibidas pueden ser elevadas, por lo tanto, es importante un control dosimétrico adecuado e incluso el uso de doble dosímetro, como lo recomendado internacionalmente por el NCRP[2] en su publicación Nº 122 [7]. El uso del doble dosímetro (uno debajo del delantal plomado a la altura del pecho y otro por fuera sobre el collar tiroideo) permite una mejor estimación de la dosis efectiva y de la dosis en el cristalino.

La necesidad de implementación de uso de doble dosímetro para los operadores en primera instancia, fue manifestado por el Ministerio de Salud de la Nación Argentina en el año 2013, fecha a partir de la cual los servicios comenzaron a implementarlo. De acuerdo al Decreto Nº 6320/68 Art. 25 del Ministerio de Salud "El responsable de cada instalación asignará a cada persona afectada al manejo y utilización de equipos destinados a la generación de rayos X, un dosímetro cuya utilización se dispondrá en forma que permita la individualización de las dosis" [5].

1.4. Efectos biológicos de la radiación en el cristalino

Varios estudios han demostrado que el cristalino es uno de los tejidos más radiosensibles aún en personas expuestas a bajas dosis de radiación ionizante, incluyendo a profesionales expuestos por su uso en medicina [8].

Generalmente, las cataratas causadas por las radiaciones ionizantes difieren de las causadas por la edad, y están asociadas a la región subcapsular posterior o son corticales [9]. El proceso de opacidad por radiación, se genera en la superficie anterior del cristalino desde donde las células epiteliales germinativas comienzan a migrar hacia la parte subcapsular desarrollando una anormal proliferación y diferenciación. Asimismo, se generan alteraciones en el plegamiento y formación de las proteínas, lo cual implica una posible alteración en el ADN como evento primario responsable de la formación de cataratas [10].

En estudios anteriores, se demostró la existencia de cataratas radioinducidas en el personal que trabaja en las salas de intervencionismo, dado que las dosis acumuladas por exposición a rayos X pueden ser elevadas [11].

Actualmente el límite de dosis en cristalino es de 150 mSv/año. En el año 2011, la ICRP[3] emitió un comunicado (teniendo en cuenta las nuevas evidencias epidemiológicas), donde se

[2] NCRP: National Council on Radiation Protection & Measurements

[3] ICRP: International comisión on Radiological Protection

recomienda como límite de dosis para los trabajadores una dosis equivalente en cristalino de 20 mSv/año, en promedio por períodos de 5 años, no pudiendo exceder en un año los 50 mSv [12].

1.5. Antecedentes estudio RELID

En el año 2008 la OIEA inició a nivel internacional el estudio RELID[4]. Esta evaluación retrospectiva de lesiones en el cristalino y dosis se realizó por primera vez sobre trabajadores de cardiología intervencionista en Bogotá, Colombia [13].

En el año 2010 se realizó el estudio en Argentina en el marco del Congreso de la Sociedad Latinoamericana de Cardioangiólogos Intervencionistas (SOLACI).

Con el objetivo de continuar con este trabajo y realizar un seguimiento en algunos de los profesionales que se desempeñan en cardioangiología intervencionista que fueron evaluados en el año 2010, el estudio se realizó por segunda vez en la Argentina en el SOLACI-CACI 2014. En el presente trabajo se muestran los primeros resultados de este último estudio.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

2.1. Diseño del estudio

El presente trabajo fue realizado durante el Congreso Internacional de la Sociedad Latinoamericana de Cardiología Intervencionista y el Colegio Argentino de Cardioangiología Intervencionista (SOLACI – CACI 2014), en Buenos Aires, del 23 al 25 de abril de 2014. El estudio fue organizado por un grupo interdisciplinario de profesionales incluyendo especialistas en protección radiológica, físicos médicos, cardioangiólogos intervencionistas y un grupo de oftalmólogos coordinado por la oftalmóloga que realizó el estudio RELID 2010 en conjunto con un equipo de IAEA.

El presente trabajo corresponde al primer Estudio RELID en reevaluar las opacidades del cristalino en profesionales cuatro años después de la primera evaluación en el Congreso SOLACI-CACI 2010, considerando particularmente si hubo o no variación en la carga de trabajo y el uso de elementos de protección personales (gafas plomadas y pantallas plomadas suspendidas del techo de la sala).

Se utilizó la metodología y criterio similar al estudio realizado con anterioridad a fin de comparar los resultados obtenidos, no solo con otros estudios RELID realizados en el mundo si no también particularmente en aquellos participantes evaluados por primera vez en 2010, y reevaluados en 2014 a modo de seguimiento.

[4] RELID: Retrospective Evaluation of Lens Injuries and Dose

2.2. Participantes en el estudio

Los participantes asistieron al congreso e ingresaron al estudio en forma voluntaria. Previo a la realización del estudio oftalmológico, cada participante completó un consentimiento informado, una historia clínica (incluyendo estudios radiológicos previos, como tomografías de cabeza), una oftalmológica, y otro formulario referente a las condiciones de trabajo con radiaciones ionizantes (años de trabajo en una sala de cardioangiología intervencionista, elementos de protección utilizados y frecuencia de uso, carga de trabajo típica en diagnóstico y en terapéutica, detalles de los procedimientos, uso de dosimetría personal, etc.).

Se enrolaron 151 participantes de ambos sexos y en un rango etario de 23-68 años, de los cuales 36 fueron excluidos. Por lo tanto, en el estudio se incluyeron un total de 115 personas: 47 cardioangiólogos intervencionistas, 53 técnicos y 15 enfermeros. De los 115 participantes, 10 corresponden a profesionales evaluados previamente en 2010 (5 cardioangiólogos intervencionistas, 4 técnicos y 1 enfermero).

Los criterios de exclusión fueron: omisión de datos relevantes en el consentimiento informado; falta de realización del estudio oftalmológico completo por diferentes razones; afecciones como diabetes, antecedentes de uveítis y/o uso de corticoides sistémicos; no trabajar en una sala de hemodinamia.

El grupo control no fue evaluado específicamente para el presente estudio, sino que se consideró de un estudio RELID anterior, Congreso SOLACI en Bogotá [14] Este grupo se conformó por 91 voluntarios, quienes reportaron no haber estado expuesto de forma relevante a las radiaciones ionizantes en la zona de la cabeza y del cuello.

2.3. Evaluación de las opacidades en el cristalino

Los cambios posteriores en el cristalino fueron evaluados usando una lámpara de hendidura y un sistema de puntuación modificado de Merriam-Focht (**Figura 1**) [15]. Este sistema de puntuación considera la cantidad de opacidades posteriores y anteriores, vacuolas y otros defectos, y describe la severidad de las opacidades posteriores del cristalino en un rango de 0 a 4,0, con pasos de 0,5. Una puntuación de 0,5, indica cambios tempranos posteriores en el cristalino que pueden a futuro ser opacidades, pero sin embargo son considerados pre-cataratogénicos. Una puntuación de 1,0 en cualquiera de los dos ojos es considerada como el inicio de una opacidad temprana, mientras que una puntuación de 1,5 es considerada catarata en progreso.

El examen oftalmológico se realizó mediante la utilización de una lámpara de hendidura, previa dilatación ocular, a fin de evaluar las opacidades sub-capsulares posteriores en cada cristalino asociadas a la radiación, en los participantes del estudio. Una segunda evaluación oftalmológica independiente fue realizada por otro profesional en casos particulares. La dilatación ocular se efectuó con fenilefrina 2.5 % y ciclopentolato 1 %. En el examen se utilizaron dos técnicas complementarias: iluminación directa (vista axial) y retroiluminación (vista sagital). La iluminación directa facilita la localización de las opacidades mientras que la retroiluminación permite tener un amplio campo de visión de las regiones opacas e identificar vacuolas, dots y espículas óseas (spokelike) en proyección radial no visibles en iluminación directa oblicua.

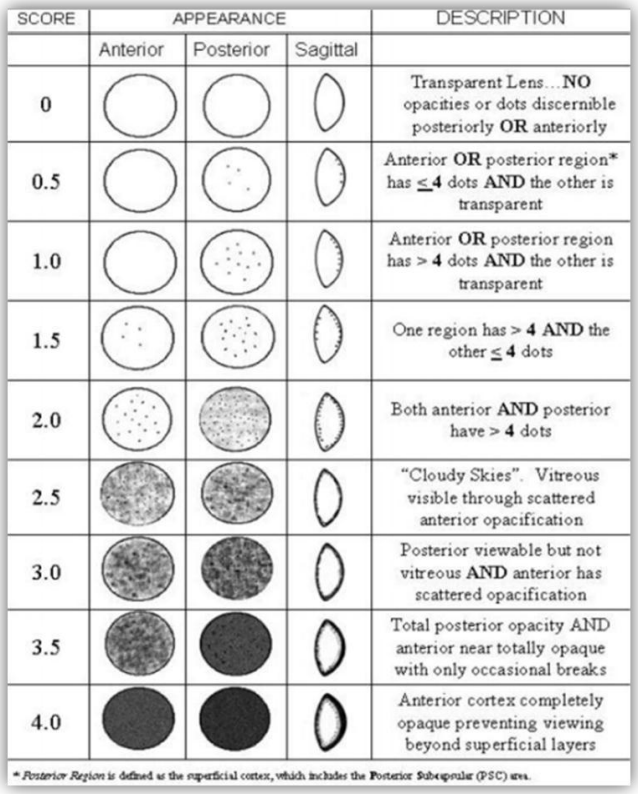


Figura 1: Sistema de puntuación de Merriam – Focht [15].

3. RESULTADOS

Los resultados del estudio RELID 2014 en Buenos Aires, Argentina, se presentan a modo de tabla de acuerdo a la profesión: cardioangiólogos intervencionistas, técnicos y enfermeros, **Tablas 1, 2 y 3**, respectivamente.

De acuerdo a la estadificación de las lesiones a través del índice de Merriam-Focht [15], el 86,09 % de los participantes en el estudio presentaron opacidades subcapsulares posteriores características por exposición a radiación ionizante en al menos uno de los dos cristalinos. Es decir, que de las 115 personas evaluadas, sólo 16 no presentaron opacidades atribuibles a dosis por radiación en ninguno de los dos cristalinos.

De forma más detallada, el 91,49 % de los cardioangiólogos intervencionistas (**Tabla 1**), el 77,36 % de los técnicos (**Tabla 2**) y el 100 % de los enfermeros (**Tabla 3**) presentaron opacidades. Sin embargo, el índice de opacidad promedio de los participantes, resultante de la suma de ambos cristalinos, fue máximo para los técnicos (1,07 ± 0,48, **Tabla 2**), e inferior para médicos y enfermeros (0,99 ±0,42 y 0,8 ± 0,41, respectivamente, **Tablas 2 y 3**).

En 2 participantes del estudio se encontró que el índice máximo en forma particular para un solo cristalino fue de 1,5. Para la sumatoria de los índices de ambos cristalinos se obtuvo un máximo de 3. Este resultado fue alcanzado por un único participante (técnico con un promedio de 10 años de trabajo con radiaciones ionizantes y que no utilizaba gafas plomadas).

De los 43 cardioangiólogos que presentaron opacidades, 6 las tenían sólo en el cristalino derecho, 11 únicamente en el cristalino izquierdo, y 26 presentaron opacidades bilaterales. El estudio de la lateralidad para los 53 técnicos con opacidades reveló que 4 tenían opacidades sólo en el cristalino derecho, 6 en el izquierdo, y 43 presentaban opacidades bilaterales.

Tanto para los cardioangiólogos como para los técnicos (**Tablas 1** y **2),** la edad promedio y el promedio de años de trabajo fue superior en el grupo de participantes con opacidad, que en el grupo sin opacidad.

En cuanto a los elementos de protección, la pantalla plomada es un importante elemento de protección particularmente para el cardioangiólogo intervencionista (operador). De los operadores con opacidad, sólo el 26 % manifestó utilizar siempre la pantalla plomada, mientras que del grupo sin opacidad la utiliza siempre el 50 % (**Tabla 1**). El uso de gafas plomadas por los operadores, es menor en quienes presentan opacidades que en quienes no presentaron opacidades subcapsulares posteriores (**Tabla 1**). Para los técnicos y enfermeros fue notable el bajo porcentaje de profesionales que utilizan siempre o "a veces" las gafas plomadas (**Tablas 2** y **3**).

Respecto a la dosimetría personal se vio que es utilizada por un alto porcentaje de cardioangiólogos intervencionistas con opacidad (93 %, **Tabla 1**). Si bien la población de estudio es diferente, este porcentaje es marcadamente superior al del grupo evaluado en el año 2010 (48 %) [14]. Para técnicos y enfermeros con opacidades se encontró un porcentaje muy similar (**Tablas 2** y **3**). Asimismo, un alto porcentaje de participantes, manifestó no contar con sus registros dosimétricos, y por lo tanto desconocer la dosis recibida.

Tabla 1. Cardioangiólogos Intervencionistas

Cardioangiólogos Intervencionistas	Con Opacidad	Sin opacidad
47 Personas	91,49%	8,51%
Promedio Índice de Merriam-Focht (± DE)	0,99 ± 0,42	No corresponde
Edad promedio (± DE)	47,46 ± 10,25 (31-68)	41,25 ± 5,91 (33 - 47)
Años de trabajo (± DE)	16,78 ± 11,08	11,50 ± 5,07
Uso de pantalla plomada "siempre"	26%	50%
Uso de pantalla plomada "a veces"	23%	0%
Uso de pantalla plomada "nunca"	46%	50%
Uso de gafas plomadas "siempre"	33%	67%
Uso de gafas plomadas "a veces"	44%	33%
Uso de gafas plomadas "nunca"	23%	0%
Uso de dosímetros personales	93%	100%
Uso de doble dosímetro personal	41%	25%

DE = Desviación Estándar

Tabla 2. Técnicos

Técnicos	Con Opacidad	Sin Opacidad
53 Personas	77,36%	22,64%
Promedio Índice de Merriam-Focht (± DE)	1,07 ± 0,48	No corresponde
Edad promedio (± DE)	39,25 ± 9,67 (23-62)	31,09 ± 8,14 (23-49)
Años de trabajo (± DE)	10,43 ± 8,82	6 ± 5,65
Uso de pantalla plomada “siempre”	27%	33%
Uso de pantalla plomada “a veces”	14%	25%
Uso de pantalla plomada “nunca”	49%	25%
Uso de gafas plomadas “siempre”	12%	8%
Uso de gafas plomadas “a veces”	17%	33%
Uso de gafas plomadas “nunca”	61%	42%
Uso de dosímetros personales	93%	64%
Uso de doble dosímetro personal	28%	18%

DE = Desviación Estándar

Tabla 3. Enfermeros

Enfermeros	Con Opacidad	Sin Opacidad
15 Personas	100%	0%
Promedio Índice de Merriam-Focht (± DE)	0,8 ± 0,41	No corresponde
Edad promedio (± DE)	39,64 ± 10,10 (24-55)	No corresponde
Años de trabajo (± DE)	8,71 ± 5,95	No corresponde
Uso de pantalla plomada “siempre”	7%	No corresponde
Uso de pantalla plomada “a veces”	21%	No corresponde
Uso de pantalla plomada “nunca”	36%	No corresponde
Uso de gafas plomadas “siempre”	7%	No corresponde
Uso de gafas plomadas “a veces”	14%	No corresponde
Uso de gafas plomadas “nunca”	50%	No corresponde
Uso de dosímetros personales	86%	No corresponde
Uso de doble dosímetro personal	14%	No corresponde

DE = Desviación Estándar

La comparación de los porcentajes de profesionales con opacidades de los grupos estudiados en el RELID 2010 y 2014 se presenta en la **Tabla 4**. Los resultados obtenidos, indican que mientras que en el 2010, el 50 % de los cardioangiólogos evaluados presentó opacidades subcapsulares posteriores, en el 2014 el porcentaje fue del 91,49 %. Referente al personal de apoyo, en el 2010 se analizaron en conjunto técnicos y enfermeros, de los cuales el 41 % presentaron opacidades. En el presente trabajo se optó por analizar por separado ambos grupos de profesionales, dado que las características del trabajo son diferentes dentro de las

salas (distancia al equipo y al paciente, movimiento dentro de la sala durante el procedimiento, etc). En este sentido, los resultados de 2014 indican que el 77,36 % de los técnicos y el 100 % de los enfermeros presentaron opacidades. Cabe destacar, que si bien la cantidad de personas evaluadas entre ambos estudios difieren levemente, la distribución de profesiones es similar en ambos estudios (CI 2010 = 54, 2014 = 47; Técnicos y Enfermeros 2010 = 69, 2014 = 68).

Tabla 4: Comparación del porcentaje de profesionales con opacidades RELID 2010 (14) y RELID 2014

Profesión	2010 (n = 127)	2014 (n = 115)
Cardioangiólogos	50 %	91,49 %
Técnicos y enfermeros	41 %	***
Técnicos	***	77,36 %
Enfermeros	***	100 %

La reevaluación de los 10 profesionales que participaron del RELID 2010, indicó que 6 de ellos evidenciaron un incremento de las lesiones. De estos 6 profesionales, en el año 2010, 5 no presentaron opacidades características o sólo tenían un índice de 0,5 en un solo cristalino en el año 2010, mientras que en 2014 algunos presentaron un índice de 0,5 en ambos cristalinos. Los participantes manifestaron que en sus servicios se utilizan pantallas plomadas y gafas. Como información complementaria se observó que uno de estos profesionales presentaba un índice de 0 en cada cristalino en el 2010, pero en 2014 se le asignó un índice de 0,5 en el cristalino derecho y 1 en el izquierdo (técnico con 9 años de trabajo en intervencionismo, 26 procedimientos en promedio por semana, que utiliza “siempre” las gafas plomadas, pero tiene antecedentes de cataratas en su familia).

4. DISCUSIÓN

El trabajo con radiaciones ionizantes, aún a bajas dosis, ha demostrado poder causar opacidades subcapsulares en el cristalino de acuerdo a trabajos anteriores [13] [14].

En el presente trabajo se mostró que el 86,09 % de los profesionales que participaron del estudio presentaron opacidades subcapsulares posteriores asociadas al trabajo con radiaciones ionizantes, en comparación con el grupo control tomado un estudio RELID anterior [16], donde solo el 10-12 % de la población presentó cambios. De los tres grupos de profesionales, el de técnicos fue el grupo que presentó menor porcentaje de participantes con opacidades. Esto podría deberse a las características del trabajo de cada grupo estudiado. Mientras que los técnicos se encuentran normalmente a más de 1 metro del paciente (incluso 2-3 metros), los operadores permanecen prácticamente en una posición fija cercana al paciente y al

angiógrafo, y los enfermeros (si bien rotan en la sala) suelen estar próximos al paciente y no utilizar elementos de protección.

Si bien el porcentaje de profesionales con opacidades es muy elevado en comparación con el Estudio RELID 2010 realizado en Argentina [14], los índices de opacidad asignados de acuerdo a la tabla de Merriam-Focht no fueron elevados, salvo casos concretos. Como se describe en resultados, el profesional con mayor índice resultante de la suma de los dos cristalinos alcanzó el 3. Este dato es llamativo porque, si bien este profesional no utilizaba gafas plomadas, se desempeñaba como técnico y sólo contaba con 10 años de trabajo en el sector. Como se mencionó anteriormente, en general los técnicos se encuentran a una distancia considerable del tubo de rayos X y del paciente. Es un caso particular, que debería evaluarse en cuanto a las condiciones del servicio, posición real de trabajo, revisar su historia clínica, entre otros, remarcando el uso necesario de los elementos de protección, como son las gafas plomadas.

El análisis resultante de profesionales con mayor índice de opacidad en el cristalino izquierdo reflejan las características del trabajo, dado que todo el lado izquierdo suele estar más expuesto y recibir por lo tanto una dosis superior. Estos resultados demuestran la importancia de utilizar la pantalla plomada además de las gafas, así como también si se analizara la dosis en las extremidades inferiores es posible que se resaltara la necesidad del uso de las cortinillas plomadas.

La edad promedio y los años de trabajo en cardioangiología intervencionista superiores en profesionales con opacidades, indican una correlación entre la exposición a la radiación y los cambios en el cristalino.

Los porcentajes de frecuencia de uso de los elementos de protección, particularmente para el grupo de cardioangiólogos y de técnicos, debería evaluarse de forma individual, analizando otros factores de influencia (años de trabajo, distancia de trabajo, cantidad de procedimientos). Asimismo, debería considerarse en un próximo estudio, una estimación del % de uso “a veces” de la pantalla plomada y las gafas.

La falta de uso de elementos de protección o el uso discontinuo es aún un tema importante a tratar (dado que el porcentaje de uso de elementos no es del 100%, incluso en el grupo que no presentó opacidades), demostrando la necesidad continua de capacitación del personal y de los directivos de las instituciones quienes deben brindar a los trabajadores todos los elementos de protección necesarios para resguardo de la salud.

En el estudio se ha evidenciado que todavía no todos los servicios cuentan con dosimetría personal, motivo también de la necesidad de capacitación y asistencia a las instituciones y jefes de servicio. Sin embargo, es importante destacar que la población de profesionales que utiliza dosímetro es mayor comparado con lo evaluado en 2010. Al mismo paso que se debe avanzar en implementar el servicio de dosimetría, es importante que se implemente el uso de doble dosímetro, particularmente en los operadores, aunque se recomienda que sea para todo el personal que trabaja en la sala. El uso de dosimetría debe ser un punto importante de exigencia en la regulación para poder evaluar las condiciones de trabajo de los profesionales y de la sala en general, dando lugar a alertas o a la optimización de los procedimientos. Parte del trabajo de capacitación debe enfocarse en la comprensión del fin para el cual se utilizan dosímetros y sus respectivas ventajas, considerando no solo usarlo, si no también conocer la dosis individual recibida en cada mes y año de trabajo.

La comparación del porcentaje de profesionales con opacidades entre el RELID 2010 y el realizado recientemente en 2014, ha puesto en atención a los autores del trabajo. Si bien como se dijo, son dos poblaciones de profesionales diferentes (salvo los profesionales reevaluados). Nuevamente estos resultados, orientan a la capacitación de los profesionales, al uso de los elementos de protección y posiblemente, a la necesidad de implementar un programa de control de calidad, donde se controlen los equipos de rayos X periódicamente.

La reevaluación de los profesionales que participaron en el RELID 2010, también ha dado un llamado de atención, dado que 6 de 10 incrementaron el índice de opacidad de acuerdo a la estadificación de Merriam-Focht. El caso particular, del técnico que no evidenció opacidades en el 2010 y en el 2014 presentó 0,5 en el cristalino derecho y 1 en el izquierdo, debería analizarse de forma individual, considerando que manifiesta por un lado utilizar gafas pero tiene antecedentes familiares de cataratas. Debería considerarse el real porcentaje de uso de elementos de protección, cantidad de procedimientos, distancia de trabajo y antecedentes clínicos.

5. CONCLUSIONES

La cardioangiología intervencionista ha avanzado notablemente en los últimos años, si bien los beneficios clínicos son indiscutibles, la dosis de radiación que puede recibir el personal puede ser realmente elevado alcanzando los umbrales para efectos determinísticos.

En estudios anteriores y en el presente, se mostró que el cristalino resulta ser uno de los órganos más radiosensibles, incluso a bajas dosis de radiación, en comparación con otras prácticas no médicas.

En el presente trabajo se ha demostrado que el porcentaje de profesionales con opacidades subcapsulares posteriores se correlaciona con la edad, años de trabajo, cantidad de procedimientos y la discontinuidad o falta de uso de los elementos de protección necesarios.

De acuerdo a los resultados obtenidos, se recomienda:

- Implementar y/o reforzar los programas de capacitación del personal: cardioangiólogos intervencionistas, técnicos y enfermeros, resaltando la necesidad del uso de los elementos de protección y las recomendaciones necesarias para optimizar las dosis de radiación, así como concientizar de los riesgos que implica el trabajo con radiaciones ionizantes, como lo recomienda la ICRP [17] y la European Comission [18].

- Implementar en todos los servicios los elementos de protección plomados (en particular de gafas y pantallas plomadas para protección del cristalino).

- Implementar el uso de dosimetría personal en los profesionales que aún no cuentan con evaluación individual y el uso de doble dosímetro.

- Mantener un registro completo del historial dosimétrico y de las condiciones de trabajo (carga de trabajo, etc.).

A futuro, se espera realizar la estimación de la dosis recibida por los profesionales, de acuerdo a los datos brindados en los formularios que completaron al enrolarse y a los resultados de trabajos anteriores [14].

6. AGRADECIMIENTOS

Los autores del presente trabajo agradecen a la Sociedad Latinoamericana de Cardiología Intervencionista (SOLACI) y al Colegio Argentino de Cardioangiólogos Intervencionistas (CACI) por permitir realizar este estudio y a todos los que colaboraron para llevarlo a cabo.

7. REFERENCIAS

1. ICRP, 2013. *Radiological Protection in Cardiology. ICRP Publication 120*. Ann. ICRP 42 (1).
2. "Cardiología Intervencionista: ¿Cuáles son las dosis típicas de las intervenciones diagnósticas y terapéuticas?", http://rpop.iaea.org (2013).
3. "Cardiología. Material de entrenamiento. 07. Exposición ocupacional y dispositivos de protección", http://rpop.iaea.org (2013).
4. Urboniene, A., Griciene, B. Doses to eyes and extremities of medical staff during interventional radiology procedures. *Presentación realizada en la reunion ORAMED*, Barcelona (2011).
5. Resolución Nº 2680/68. *Normas relativas a la instalación y funcionamiento de equipos generadores de rayos X*. Ministerio de Salud, República Argentina (2000).
6. Zett-Lobos et al. ¿Es suficiente la protección otorgada por gafas plomadas en cardiología intervencionista? *Rev Med Chile*; **141**: 53-59 (2013).
7. NCRP. *Use of personal monitors to estimate effective dose equivalent and effective dose to workers for external exposure to low-let radiation. NCRP Report Nº 122* (1996).
8. Chodick, G. et Al. Risk of cataract after exposure to low doses of ionizing radiation: a 20-year prospective cohort study among US radiologic technologist. *Am J Epidemiol*; **168** (6): 620-631 (2008).
9. Ainsbury EA, et al. Radiation cataractogenesis: a review of recent studies. *Radiat. Res*.; **172**: 1–9 (2009).
10. Worgul, BV, et al. Cortical cataract development-an expression of primart damage to the lens epithelium. *Lens Eye Toxic Res*.; **6**: 559-571 (1989).
11. ICRP, 2000. *Avoidance of radiation injuries from medical interventional procedures. ICRP Publication 85*. Ann. ICRP 30 (2).
12. ICRP, 2012. *Statement on Tissue Reactions / Early and Late Effects of Radiation in Normal Tissues and Organs – Threshold Doses for Tissue Reactions in a Radiation Protection Context. ICRP Publication 118*. Ann. ICRP 41(1/2).
13. IAEA. *Cataract study – List of Eye testing exercises conducted*. http://rpop.iaea.org

14. Vaño et al. Radiation – associated lens opacities in catheterization personnel: results of a survey and direct assessments. *J Vasc Interv Radiol*; **24**: 197-204 (2013).
15. Merriam, GR; Focht, EF. A clinical and experimental study of the effect of single and divided doses of radiation on cataract production. *Trans Am Ophthalmol Soc*; 60:35-52 (1962).
16. Vaño et al. Radiation cataract risk in interventional cardiology personnel. *Radiat Res;* **174**: 490-495 (2010).
17. ICRP, 2009. *Education and Training in Radiological Protection for Diagnostic and Interventional Procedures*. ICRP Publication 113, Ann. ICRP 39 (5).
18. European Commission. Radiation Protection Nº 116. Guidelines on Education and Training in Radiation Protection for Medical Exposures.

Overview on Medical Isotope Production in Argentina

Quintana, E.

Presentado en: International Noble Gas Experiment Workshop 2015.
Austin, EE. UU., 7 al 11 de diciembre de 2015

Nuclear Regulatory Authority
Argentina
www.arn.gob.ar

T7-P5

OVERVIEW ON MEDICAL ISOTOPE PRODUCTION IN ARGENTINA

Quintana Eduardo

Nuclear Regulatory Authority (Autoridad Regulatoria Nuclear, ARN) - Argentina

INTRODUCTION

Radioisotopes are widely used in medicine, industry and science, being medical diagnostics the principal purpose. Tc-99m, the decay product of Mo-99, is used for the detection of disease and for the study of organ structure and function using diagnostic imaging. This isotope is especially useful for nuclear medicine procedures due to can be chemically bounded into small molecule and proteins that concentrate
in specific organs or tissues when injected into the body. Tc-99m has a half-life of about 6 hours and emits 140 keV photons. This photon energy is suited for efficient detection by scintillation instruments such as gamma cameras and the collected data are analyzed to produce detailed structural and functional images. Mo-99 is produced in Argentina at the National Atomic Energy Commission (CNEA) since 1985. The process for its production includes the fission of U-235 and the purification in a Mo-99 Plant, located at the Ezeiza Atomic Center (CAE), 40 km from Buenos Aires city. A construction license for a new reactor (RA-10) and a new radioisotopes production plant from fission are under consideration at ARN. The Mo-99 production could be expanded and such expansion would put the CNEA in the ranks of large-scale producers.

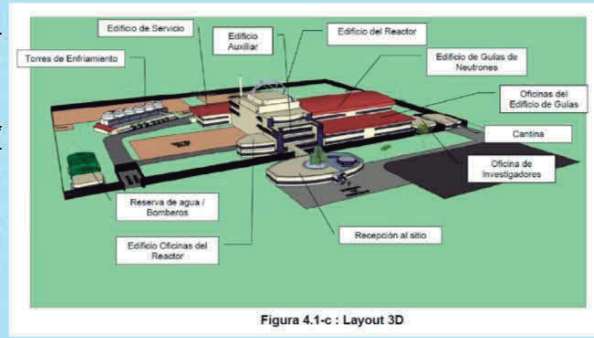


Figura 4.1-c : Layout 3D

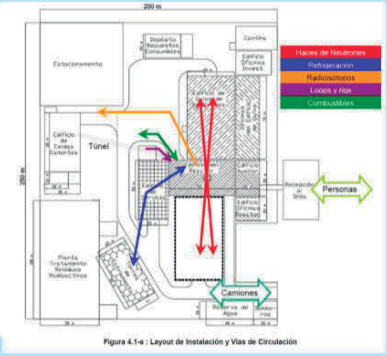


Figura 4.1-a : Layout de Instalación y Vías de Circulación

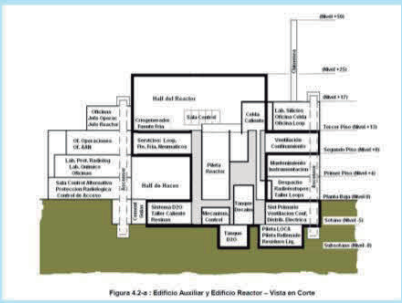


Figura 4.2-e : Edificio Auxiliar y Edificio Reactor – Vista en Corte

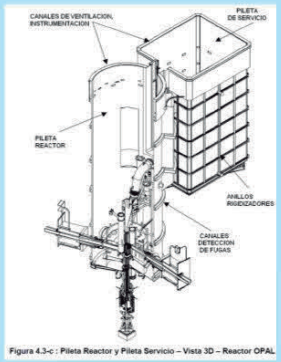
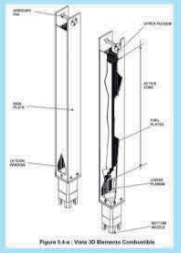
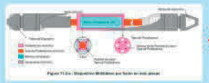


Figura 4.3-c : Pileta Reactor y Pileta Servicio – Vista 3D – Reactor OPAL





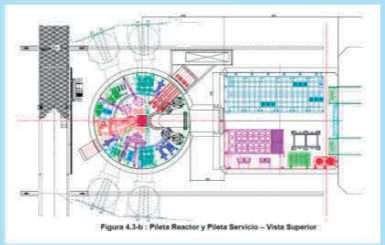


Figura 4.3-b : Pileta Reactor y Pileta Servicio – Vista Superior

CURRENT SITUATION

- Since 1985, fission Mo-99 is being produced in the CNEA of Argentina, employing highly enriched uranium / aluminium alloy targets (HEU). Bearing in mind commitment of Argentina towards the Treaty on Non-Proliferation of Nuclear Weapons (NPT) and other world initiatives for stricter control of nuclear material has been developed Mo´-99 production methods with Lowly Enriched Uranium (LEU) since 2002.
- In the year 2000 the RA-3 reactor, located at the CAE, increases power from 5 to 10 MW and change from HEU to LEU MTR fuel elements.
- Today the weekly production is app. 900 6 days-Ci, covering at present its own demands and an exportable balance.

THE NEW PROJECT:

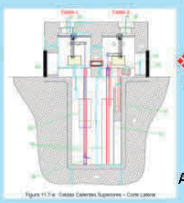
- By 2018 the Argentina expects to operate a new Reactor to produce radioisotope (RA-10) and to operate a new Radioisotope Production Plant from Fission.

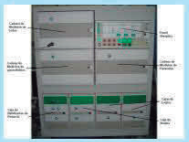
RA-10 REACTOR

- The RA-10 reactor is conceived as a multipurpose facility suitable for radioisotopes production, materials and fuel irradiation, neutron techniques applications and silicon doping. The operation cycle is a 26 continuous days.
- The design is based on LEU fuel elements and must meet the ARN Safety Regulations and International Atomic Energy Agency (IAEA) Standards.

General Characteristics:

- 30 MW power-Open pool type / LEU MTR fuel elements
- Heavy water reflector / Different geometries were used according to the radioactivity found.
- Water moderator – coolant / Upward coolant direction
- 2 independent shutdown systems: hafnium plates and heavy water reflector tank emptying





Monitoring system

NEW RADIOISOTOPE PRODUCTION PLANT:

- The projected weekly production is 2500 6 days-Ci. The irradiation conditions are continuous loading and 10 positions available (up to 8 targets each one) and the flux in targets is 1.0 – 1.5 E+14 n/sec.cm2

Inventory of Xe-133(Half life: 5.24 days):

Percentage of activity of the main way of emission:

- 79.5% Air - 20% Hydrogen - 0.5% Production Process
- The maximum total weekly estimated inventory of Xe-133 is 4.25 E+5 GBq.

The contribution of each way to the inventory of Xe-133 is:

Air: 3,3 E+5 GBq- Hydrogen: 8.5 E+4 GBq- Production Process: 2,1 E+3 GBq

Emissions of Xe-133:

During the purification process, fission gases containing Xenon are released into the atmosphere. To accomplish CTBTO recommended emission level (5 GBq/day), the Production Plant should reduce the activity of Xe-133 coming from:

- Air: 77500 times (12 weeks decaying)
- Hydrogen: 17000 times (10 weeks decaying)
- Production Process: 400 times

ARN authorized values follow the philosophy of ALARA concept.

The producer has to evaluate the engineering and devices necessary to minimize the noble gases emission.

CONCLUSION

Argentine Nuclear Regulatory Authority (ARN) use optimized discharges to calculate discharge values. In the side of producer is the responsibility for evaluating the new facilities and the feasible abatement methods that would allow to reduce xenon emissions with aim of achieving the voluntary xenon release goal of 5 GBq/day.

For more information submit an e-mail to ctbtlab@arn.gob.ar

Assessment of the Radiological Impact in Argentina of the Nuclear Tests after Decades

Quintana, E.

Presentado en: CTBT: Science and Technology 2015 Conference.
Vienna, Austria, 22 al 26 de junio de 2015

Nuclear Regulatory Authority

Argentina

www.arn.gob.ar

ASSESSMENT OF THE RADIOLOGICAL IMPACT IN ARGENTINA OF THE NUCLEAR TESTS AFTER DECADES

Quintana Eduardo

Nuclear Regulatory Authority (Autoridad Regulatoria Nuclear, ARN) - Argentina

INTRODUCTION

Before atmospheric nuclear weapon tests, the fallout was almost exclusively originated in the stratosphere. Radioactive material generated in a nuclear explosion can be divided in 3 fractions. Mayor particles are deposited close to explosion site. Small particles remain longer in the troposphere and are dispersed and transported by the wind. These particles are gradually deposited, almost along the same longitude. The last and more important fraction reaches the stratosphere, they are spread, falling slowly on the earth. This fallout is composed of hundred of radionuclides but 4 of them (C-14, Cs-137, Sr-90 and H-3) contributed mainly to the exposition of humans. Samples of fresh milk to determine the deposition of radioactive fallout have been taken in the city of Buenos Aires with surroundings since 1960. The temporary variation of the Sr-90 and Cs-137 concentrations was analyzed using a statistical procedure. The results allow assessment of the environmental impact and radiological exposure of the population in Argentina.

OBJECTIVE

- The objective of this research is to increase the knowledge of the contamination caused by the past atmospheric nuclear weapon tests in the South Pacific and the radiological detriment in the population through the following decades.

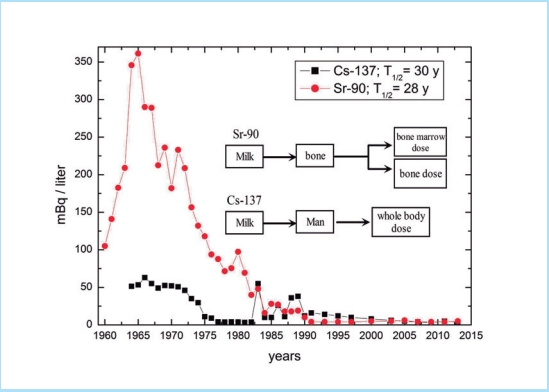
TREATMENT AND DATA ANALYSIS

- The distribution of data from the sixties till today were determined using goodness of fit (Kolmogorov-Smirnov). The data analyzed annually fitted a log-normal distribution.
- Normalized data of the mentioned samples and radionuclides were compared using student test (two-tailed). From the mentioned studies in Buenos Aires, two sets of data are clearly distinguished, one during the nuclear weapon tests era and another one after it.
- Radioactive fallout from the stratosphere and troposphere generated important peaks in 1964, 1965 and 1966.
- Secondary peaks of tropospheric fallout came from the South Pacific tests in 1970, 1971 and 1972.

Data Source: For the development of the work, the data were extracted from the following sources: Technical Notes of Comisión Nacional de Energía Atómica, ARN Annual Reports and ARN Internal Reports (non published).

RESULTS :

- The results show that the environmental concentration has been decreasing during the past decades although at a slower rate in recent years. This effect is only observed because of the long term sampling carried out.
- The maximum concentrations of Cs-137 and Sr-90, in milk, were found in 1964-66. Therefore, in the case of ingestion of milk, the maximum doses in children from Cs-137 and Sr-90 were 5.9 μSv/year and 5.3 μSv/year, respectively. Today, the corresponding dose are less than 0,25 μSv/year for both radionuclides.



CONCLUSION

Up until the present day, the radionuclides Cs-137 and Sr-90 are responsible for fifty percent of committed doses. Today, the doses from the residual fall out, i.e. the studied radionuclides, are a negligible portion of the natural radiation dose (2.4 mSv/year).

For more information submit an e-mail to ctbtlab@arn.gob.ar

Capacidad de Respuesta en Accidentes del Laboratorio de Dosimetría Interna de la ARN: Caso Fukushima-Daiichi

Villella, A.; Puerta, N.; Gossio, S.; Rojo, A. y Di Giorgio, M.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 abril de 2015

CAPACIDAD DE RESPUESTA EN ACCIDENTES DEL LABORATORIO DE DOSIMETRÍA INTERNA DE LA ARN: CASO FUKUSHIMA-DAIICHI

Villella, A.[1]; Puerta, N.; Gossio, S., Rojo, A. y Di Giorgio, M.

Autoridad Regulatoria Nuclear
República Argentina

RESUMEN

Como consecuencia del accidente de Fukushima-Daiichi, el Laboratorio de Dosimetría Interna (LDI) de la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina, debió responder a los pedidos de medición in vivo de ciudadanos argentinos repatriados, que estaban bajo sospecha de contaminación interna por encontrarse al momento del accidente en Japón.

El ^{131}I y el ^{137}Cs son dos de los radionucleidos que más contribuyen a la dosis por incorporación en accidentes nucleares. Debido que se trata de emisores gamma, el método más confiable para su detección consiste en la medición in vivo. Concurrieron al LDI 18 personas, entre adultos y niños, a los cuales se les realizaron mediciones directas de ^{131}I en tiroides y ^{137}Cs en todo el cuerpo.

El LDI utilizó para la medición in vivo de ^{131}I en tiroides, un sistema de espectrometría gamma con detector de NaI(Tl) 1.5x1 y para la medición de ^{137}Cs en todo el cuerpo, un sistema de espectrometría gamma con detector de NaI(Tl) 3x3 ubicado en un recinto blindado de plomo. Se detalla el procedimiento para el aseguramiento de la calidad establecido para estas técnicas de medición, siguiendo la iniciativa institucional de acreditar sus laboratorios bajo norma ISO/IEC 17025:2005.

En este trabajo se describen las capacidades técnicas del laboratorio LDI en situaciones de emergencia y los resultados de las mediciones obtenidas. El LDI pudo descartar la presencia de contaminación interna en todas las personas monitoreadas. Se concluye que el laboratorio LDI cuenta con la capacidad técnica para dar una pronta respuesta ante una emergencia que involucre la liberación de radionucleidos.

1. INTRODUCCIÓN

Como consecuencia del denominado “Gran terremoto del este de Japón” y posterior tsunami ocurrido en la costa este del norte de Japón el 11 de marzo de 2011, la planta nuclear de Fukushima-Daiichi fue severamente dañada y una cantidad significativa de material radiactivo fue liberada a la atmósfera y al mar. Esta situación ha generado internacionalmente una gran preocupación, tanto para el público como a nivel gubernamental, respecto de los niveles de exposición y sus posibles efectos.

La liberación de radionucleidos al ambiente se debió principalmente a un sobrecalentamiento del núcleo y fusión de los elementos combustible. Esto originó una rápida liberación de productos de fisión. Desde una perspectiva de impacto radiológico, el ^{131}I y el ^{137}Cs constituyeron los radionucleidos más significativos (100-400 PBq para ^{131}I y 7-20 PBq para ^{137}Cs).

En este contexto, el gobierno argentino tomó la decisión de propiciar el regreso al país de aquellos residentes argentinos en Japón que tuvieran la voluntad de repatriarse. Consecuentemente, la Cancillería Argentina intervino en este proceso el cual incluyó la selección y derivación a esta ARN, para realizar mediciones in vivo, de aquellas personas que regresaron al país y del personal de

[1] E-mail del autor: avillella@arn.gob.ar

Cancillería que participó en Japón de las tareas pertinentes durante el período del accidente y emisiones de material radiactivo posteriores.

Tomando en cuenta lo precedentemente expuesto, el presente trabajo contiene los resultados de las mediciones realizadas en Contador de Cuerpo Entero y I-131 en tiroides de las personas derivadas por medio de Cancillería a la Secretaría General de la ARN durante el período 22 de marzo a 22 de mayo de 2011 y también se describen los equipos y metodologías utilizadas.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

2.1 Sistema de medición in vivo de ^{131}I en tiroides

El Laboratorio de Dosimetría Interna (LDI) de la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina, utilizó para la medición *in vivo* de ^{131}I en tiroides, un sistema de espectrometría gamma con detector de NaI(Tl). Este método se encuentra actualmente acreditado bajo norma ISO/IEC 17025:2005, siguiendo la iniciativa institucional de aseguramiento de la calidad en sus técnicas de medición.

La medición in vivo de ^{131}I en tiroides requirió la ejecución de tres acciones principales: la calibración del sistema de detección (sistema de espectrometría gamma), la medición y la determinación de la actividad presente en la tiroides. La calibración comprendió de tres etapas consecutivas: Calibración en energía y resolución, calibración en eficiencia y determinación del límite de detección (LD). La calibración en eficiencia es la más importante y se empleó en ésta un maniquí simulador de cuello y una fuente calibrada de ^{131}I con forma de tiroides. La medición de la actividad presente en la tiroides se efectuó con el sistema debidamente calibrado, posicionando a la persona en la misma geometría establecida durante el proceso de calibración en eficiencia [1].

El LDI posee para la medición de ^{131}I dos sistemas espectrométricos compuestos cada uno por detector de INa de 1.5x1 (Equipo Nº 1) y de INa 3x3 (Equipo Nº 2). Estos se encuentran dentro de un cilindro de plomo con el objetivo de reducir la radiación del fondo y colimar la radiación proveniente de la zona de cuello (figura1).

Figura 1. Detector de INa 3x3 empleado para la medición de ^{131}I en tiroides

2.2 Sistema de medición in vivo de todo el cuerpo

El LDI utilizó para la medición *in vivo* de todo el cuerpo un sistema de espectrometría gamma con detector de NaI(Tl) de 3x3 dentro de un recinto blindado construido con ladrillos de plomo con una puerta de apertura mecánica también plomada con el objetivo de reducir la radiación de fondo, en donde la persona se posiciona sobre una camilla en modo silla inclinada (figura 2).

Figura 2. Sistema Contador de Todo el Cuerpo (CTC)

Al igual que el sistema anterior, la medición *in vivo* de todo el cuerpo requiere la ejecución de tres acciones principales: la calibración del sistema de detección, la medición y la determinación de la actividad presente en el cuerpo. La calibración consta de tres etapas: Calibración en energía y resolución, calibración en eficiencia y determinación del límite de detección (LD). La calibración en eficiencia es la más importante y se empleó en ésta un maniquí simulador de una persona promedio cargado con fuentes calibradas de ^{57}Co, ^{137}Cs, ^{139}Ce, ^{88}Y y ^{60}Co. En la figura 3 se presenta el maniquí SLICE BOMAB Phantom [2] comparado con una persona de contextura física similar al hombre de referencia y posicionado en la geometría de medición.

Figura 3. Maniquí simulador de Todo el Cuerpo comparado con persona (izquierda) y posicionado en la geometría de medición (derecha)

Para la determinación del límite de detección se realizaron mediciones de personas no expuestas. La medición de la actividad presente el cuerpo se efectuó con el sistema debidamente calibrado, posicionando a la persona en la misma geometría establecida durante el proceso de calibración en eficiencia.

2.3 Procedimiento de medición utilizado

Se describirá a continuación el procedimiento realizado a las personas consideradas para la medición, las cuales para ser medidas, se les indicó que debían tomar contacto con la Dirección de Salud y Acción Social de la Cancillería para solicitar el turno y la cual solicitaba el pedido al directorio de la ARN. Se consideró prioritario las personas que se encontraban en la zona considerada de riesgo, correspondiente a un radio menor de 100 km de Fukushima-Daiichi.

Acciones Previas a la Medición

I. Para poder medir a las personas, los equipos de medición se calibraron debidamente en energía, resolución y eficiencia. Por lo tanto, antes de cada secuencia de mediciones en una jornada se verificaron todas las calibraciones.

II. Se determinó el límite de detección (LD), para esto se posicionó a una serie de personas no contaminadas y al detector en la geometría de medición establecida durante la calibración en eficiencia y se calculó mediante la expresión 1. Antes de cada secuencia de mediciones en una jornada también se verificó el fondo, mediante la medición de una persona no contaminada.

$$\frac{\overline{\qquad}}{\qquad\qquad} \tag{1}$$

Donde: LD: Límite de detección, B: Cuentas totales de fondo, η: Eficiencia (cuentas/desintegración), Y: Emisividad, *t*: Tiempo de medición.

III. Las personas a medir fueron recibidas por personal del laboratorio. Una vez ingresada una persona se le realizó una serie de preguntas, la cual consistía en una guía especialmente elaborada por el laboratorio donde se solicitaba datos personales, periodo de estadía en Japón, fecha de retorno a Argentina, ciudad donde se encontraba en el momento del accidente, distancia aproximada entre la ciudad y el reactor, si había recibido pastilla de iodo para bloquear la tiroides, si se le realizaron controles de contaminación externa o interna y si se trataba de un trabajador ocupacionalmente expuesto.

IV. El personal del laboratorio realizó un control de contaminación externa con una sonda detectora siguiendo la técnica Frisking [3] tal como se observa en la figura 4.

Figura 4. Sonda detectora y método para detectar contaminación superficial

V. Se hicieron pasar a las personas a la sala de medición con ropa limpia o con prendas descartables, sin accesorios tales como joyería, relojes y anteojos. Estas precauciones ayudan a evitar falsas identificaciones de actividad interna, y también a prevenir la transferencia de contaminación al sistema de medición.

VI. Se posicionaron a las personas en la geometría de medición establecida durante el proceso de calibración y se efectuó la colección del espectro durante 5 minutos. Se seleccionó en el espectro la Región de Interés (ROI) correspondiente al radionúclido detectado y se determinó la actividad en la tiroides y en todo el cuerpo mediante la siguiente expresión:

$$Actividad = \frac{Cuentas\ netas\ en\ la\ ROI}{Eficiencia \times Emisividad \times tiempo\ de\ medición} \quad (2)$$

Una vez realizado el análisis de los datos y mediciones los resultados fueron reportados a Secretaría General de la ARN.

2.4 Metodología para la evaluación de la exposición interna

Para la metodología de evaluación, el LDI consideró los criterios establecidos en el Proyecto TIARA (Treatment Initiatives After Radiological Accidents) [4] y el TMT Handbook (Triage Monitoring and Treatment of people exposed to ionising radiation following a malevolent act) [5].

Las siguientes figuras permiten una rápida primera evaluación de la exposición interna a ^{131}I y ^{137}Cs a partir de los resultados de las mediciones directas realizadas.

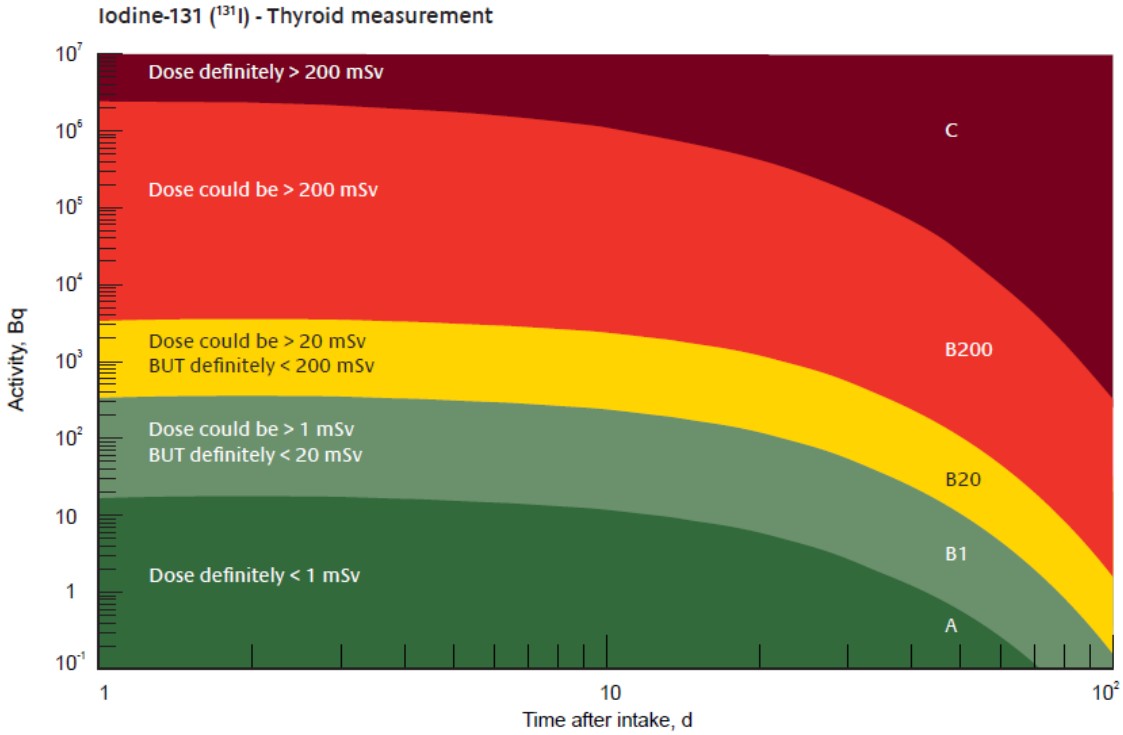


Figura 5. Dosis efectiva comprometida por exposición al ^{131}I estimada a partir de actividad medida en tiroides [4]

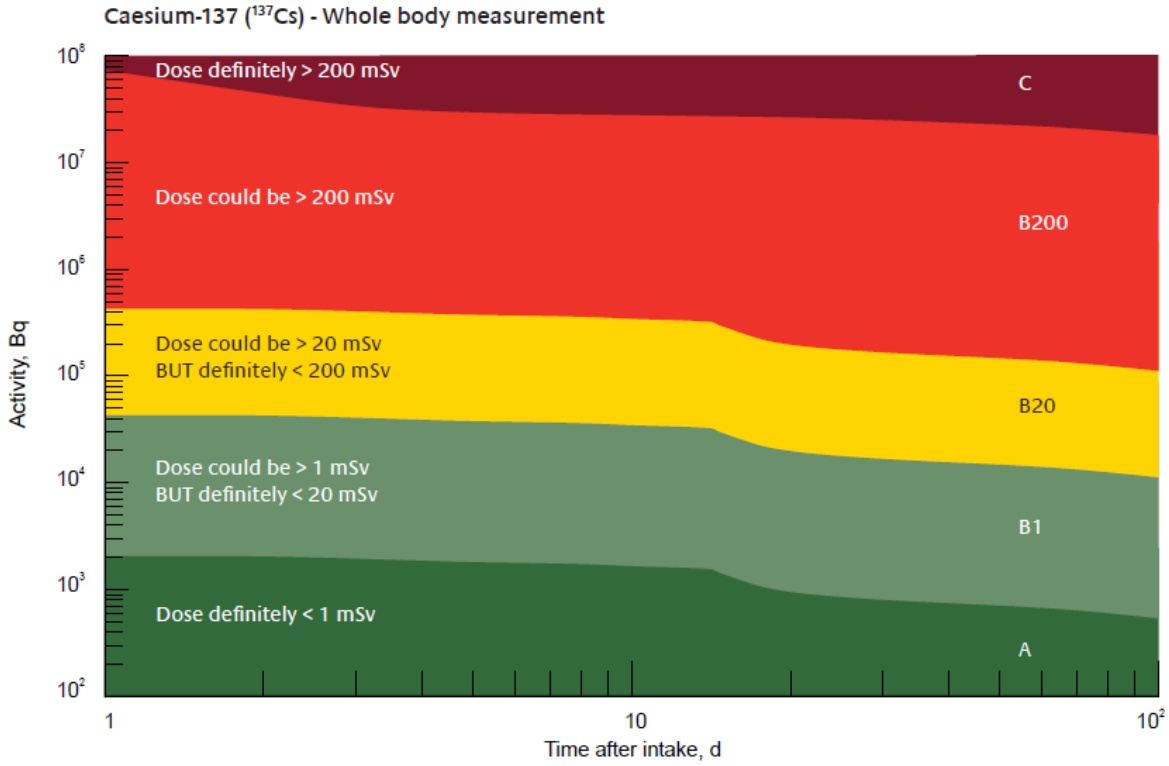


Figura 6. Dosis efectiva comprometida por exposición al ^{137}Cs estimada a partir de actividad medida en todo el cuerpo [4]

Referencias de las figuras 5 y 6

Zona A: La Dosis Efectiva Comprometida es definitivamente menor 1 mSv. Permite asegurar que la Dosis en miembros del público no constituye un riesgo para la salud.

Zona B1: La Dosis Efectiva Comprometida podría ser superior a 1 mSv pero es definitivamente menor a 20 mSv. Se requiere una evaluación de Dosis más exacta pero el tratamiento no es necesario.

Zona B20: La Dosis Efectiva Comprometida podría ser superior a 20 mSv pero es definitivamente menor a 200 mSv.Se requiere una evaluación de Dosis más exacta. El tratamiento para la decontaminación interna, está sujeto a la evaluación médica. Aunque los efectos clínicos son improbables en este nivel, la potencial eficacia del tratamiento en el corto plazo debería ser considerada.

Zona B200: La Dosis Efectiva Comprometida podría ser superior a 200 mSv.

Zona C: La Dosis Efectiva Comprometida definitivamente es superior a 200 mSv.

En estas dos últimas zonas, el tratamiento para la decontaminación interna debería ser considerado. Sin embargo, tanto los factores psicológicos como la potencial eficacia de un tratamiento prolongado deberían ser considerados.

3. RESULTADOS

En la tabla 1 se muestran los resultados de la calibración en eficiencia y los límites de detección que presentaron los sistemas de medición empleados.

Tabla 1. Resultados de Eficiencia y LD para los sistemas de medición empleados

Sistema de Medición	Eficiencia	Límite de Detección
^{131}I en tiroides	1×10^{-3}cps/Bq de ^{131}I	2×10^{2} Bq de ^{131}I
Contador de Todo el Cuerpo	5×10^{-4}cps/Bq de ^{137}Cs	4×10^{2} Bq de ^{137}Cs

Los límites de detección de ^{131}I y ^{137}Cs de los sistemas de medición de ^{131}I en tiroides y contador de todo el cuerpo respectivamente, responden a los criterios recomendados para el monitoreo de la exposición interna de las Guías IDEAS [6].

Durante el período 22 de marzo a 22 de mayo de 2011, concurrieron al Laboratorio de Dosimetría Interna 18 personas, entre adultos y niños, a los cuales se les realizaron mediciones directas de ^{131}I en tiroides y ^{137}Cs en todo el cuerpo.

El cuestionario realizado a las personas monitoreadas permitió establecer que ninguna de ellas se encontraba en la zona de riesgo (radio menor de 100 km de Fukushima-Daiichi) durante el accidente y que no se trataban de trabajadores ocupacionalmente expuestos.

En las 18 personas monitoreadas no fue detectada contaminación externa superficial.

Los resultados de la medición directa de las 18 personas determinaron que no fue detectada actividad retenida en tiroides de ^{131}I ni actividad retenida en todo el cuerpo de ^{137}Cs.

Para la evaluación de los resultados se consideró la metodología de evaluación y los criterios establecidos en el Proyecto TIARA [3] y el TMT Handbook [4], y que las personas concurrieron al monitoreo en distintos días post accidente.

Se pudo corroborar con este monitoreo que la Dosis Efectiva Comprometida en la mayoría de las personas corresponden a la Zona A (Figuras 5 y 6) y por lo tanto son definitivamente menores a 1 mSv y no constituyen un riesgo para la salud.

4. CONCLUSIONES

En este trabajo se describen las capacidades técnicas operativas del laboratorio LDI de la ARN en situaciones de emergencia y los resultados de las mediciones directas realizadas en 18 personas en total, entre adultos y niños, que incluyeron al personal de Cancillería residente en Japón durante el accidente y en las emisiones de material radiactivo posteriores al mismo.

Al regresar a Argentina se les realizaron mediciones directas de ^{131}I en tiroides y ^{137}Cs en todo el cuerpo en respuesta a los pedidos de medición in vivo de ciudadanos argentinos repatriados, que estaban bajo sospecha de contaminación interna por encontrarse al momento del accidente en Japón.

Los límites de detección de ^{131}I y ^{137}Cs de los sistemas de medición de ^{131}I en tiroides y contador de todo el cuerpo respectivamente, responden a los criterios recomendados para el monitoreo de la exposición interna de las Guías IDEAS.

Como resultado de las mediciones directas, realizadas en las 18 personas, no fue detectada actividad retenida en tiroides de ^{131}I ni actividad retenida en todo el cuerpo de ^{137}Cs.

Se pudo corroborar, de acuerdo a los criterios del Proyecto TIARA y el TMT Handbook que la Dosis Efectiva Comprometida en la mayoría de las personas es definitivamente menor a 1 mSv y por lo tanto no constituye un riesgo para la salud.

Se concluye que el laboratorio LDI de la ARN cuenta con la capacidad técnica para dar una pronta respuesta ante una emergencia que involucre la liberación de radionucleidos contando con sistemas espectrométricos para la detección de radionucleidos emisores gamma en personas en situaciones de emergencia y con los criterios para la evaluación de la exposición interna.

5. REFERENCIAS

[1] ICRU REPORT 69, *Direct determination of body content of radionuclides*, Volume **3** N° 1, (2003)

[2] Kramer, G. H., Hauck, B.M., "The sliced BOMAB phantom", *Health Physics,* volume **90** N° 2, February (2006)

[3] IAEA- TECDOC-1092, *Generic procedures for monitoring in nuclear or radiological emergency*, p 81, June (1999)

[4] Proyecto TIARA Treatment Initiatives After Radiological Accidents, *Dose Assessment of Inhaled Radionuclides in Emergency Stuations*, Health Protection Agency, August (2007)

[5] Rojas-Palma, C., Liland, A., Naess Jerstad, A., Etherington, G., Pérez, M.R., Rahola, T., Smith, K., *TMT Handbook Triage Monitoring and Treatment of people exposed to ionising radiation following a malevolent act,* EURATOM, Lobo Media AS, Norway (2008)

[6] Castellani, C.M., Marsh, J.W., Hurtgen,E. Blanchardon, C., Berard, P., Giussani, A., Lopez, M.A., *IDEAS Guidelines (Version 2) for the Estimation of Committed Doses from Incorporation Monitoring Data*, EURADOS Report 2013-01, Braunschweig, March (2013)

Licenciamiento y control de instalaciones PET en Argentina

Rivero, S.; Defilipi, L.; Almiron, A. y Chiliutti, C.

Presentado en: X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica.
Buenos Aires, Argentina, 12 al 15 abril de 2015

LICENCIAMIENTO Y CONTROL DE INSTALACIONES PET EN ARGENTINA

Rivero, S.; Defilipi, L.; Almiron, A. y Chiliutti, C.

Autoridad Regulatoria Nuclear

RESUMEN

El objetivo del presente trabajo es describir el proceso de licenciamiento y los controles posteriores que se realizan en las instalaciones de medicina nuclear para el propósito de uso de fuentes no selladas para instalaciones PET, para diagnostico en seres humanos.

En la actualidad la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) cuenta en sus registros con 27 instalaciones, titulares de Licencias de operación para PET.

El Proceso de licenciamiento consiste en la evaluación de la distribución edilicia, las condiciones de seguridad radiológica, el equipamiento, la dotación mínima del personal y el sistema de calidad con el que operarán. El solicitante de la licencia de operación debe demostrar que las condiciones normales de operación de la instalación PET dan cumplimiento a las restricciones de dosis para trabajadores y miembros del público, para lo cual deben presentar una memoria técnica que es evaluada por la ARN en forma independiente. Una vez aprobada dicha memoria técnica se autoriza la construcción del nuevo servicio.

Finalizada la construcción y aprobadas todas las instancias mencionadas anteriormente, el sector de inspectores dela ARN planifica la realización de una inspección en donde verifica que las condiciones de seguridad radiológica coincidan con la presentadas en la memoria técnica aprobada.

Una vez que la instalación PET cumple con todo lo requerido por la normativa vigente, la ARN procede a emitir una Licencia de Operación con 5 años de vigencia y durante ese periodo la ARN verificará la seguridad radiológica de la instalación con inspecciones rutinarias.

ABSTRACT

The aim of this paper is to describe the licensing process and subsequent checks performed in nuclear medicine installations for the purpose of use of unsealed sources for PET installationsfor diagnosis in humans.

Today the Nuclear Regulatory Authority (ARN) has in its records with 27 installations operating licenses holders for PET.

The licensing process involves assessing the edilicia distribution, conditions of radiation safety, equipment, low staffing and quality system which will operate. An applicant for an operating license must show that the normal operation of the PET facility give effect to dose constraints for workers and members of the public, for which they must file a technical report which is assessed by RNA independently. Once approved specification that construction of the new service is authorized.

Construction is completed and approved all instances mentioned above, the sector of the RNA planning inspectors carrying out an inspection in which verifies radiation safety conditions match the submitted in the specification adopted.

Once the PET facility meets all the requirements of current legislation, the RNA proceeds to issue an operating license with 5 year term and during that period the RNA verify the radiological safety of the installation routine inspections.

1. Introducción

En Argentina desde los inicios de la medicina nuclear, “a finales de los años 60”, tuvo un crecimiento importante y acelerado, contando en la actualidad con 258 servicios de medicina nuclear y 27 PET. Además se ha formado un gran número de especialistas, se ha incrementado el número de cursos reconocidos por la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) de Argentina para el uso de radioisótopos, que brindan una formación teórica y práctica activa, no sólo en la parte médica sino también en el área de docencia e investigación y se han desarrollado múltiples congresos, simposios, jornadas y reuniones sobre el tema. El desarrollo de técnicas y equipamientos han seguido la misma marcha con aumento en el número y diversidad de los estudios y tratamientos, al tiempo que la investigación abre nuevas perspectivas de aplicación.

2. Materiales y Métodos

En Argentina la medicina nuclear por diagnostico por Tomografía por Emisión de Positrones (PET) se desarrolla en 27 instalaciones y **7 en proceso de instalación** distribuidas en diferentes regiones del país.

En la tabla 1, se muestra la distribución de los servicios de medicina nuclear por PET de Argentina habiendo dividido el territorio en 7 regiones geográficas. Se muestra además, el número de servicios de PET por millón de habitantes para cada región, siendo el valor promedio para el país de 0,67 servicios por millón de habitantes.

Región	Nº de habitantes [1]	Nº de servicios PET	Serv./millón de habitantes
C.A.B.A	2 890 151	12	4,15
Provincia de Buenos Aires	15 625 084	8	0,51
Pampeana	8058358	6	0,74
Cuyo	2852294	1	0,35
Nordeste	3579609	0	0
Noroeste	4911412	0	0
Patagonia	2100188	0	0
Total	40 117 096	27	0,67

Tabla 1: Servicios de Medicina Nuclear por diagnostico PET de Argentina según su ubicación geográfica

Nota: Las regiones comprenden las provincias mencionadas a continuación

Pampeana: Córdoba, Santa Fe, Entre Ríos, La Pampa.

Cuyo: San Juan, Mendoza, San Luis.

Nordeste: Chaco, Formosa, Misiones, Corrientes.

Noroeste: Salta, Jujuy, Tucumán, Catamarca, La Rioja, Santiago del Estero.

Patagonia: Río Negro, Chubut, Santa Cruz, Tierra del Fuego, Neuquén, Antártida Argentina e islas del Atlántico Sur.

Las diferentes etapas que se deben cumplir para licenciar una instalación de medicina nuclear, tienen como objetivo asegurar que la protección radiológica de la misma cumpla con la normativa vigente en la República Argentina. Norma AR 8.2.4 aprobada, por Resolución del Directorio de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) Nº 18/02 (Boletín Oficial 22/07/02) [2]. En esta Norma se establecen los requisitos edilicios, de equipamiento y de dotación de personal, así como el requerimiento de que la operación de la instalación se enmarque dentro de un sistema de calidad para la optimización de la protección radiológica.

En la primera etapa, la ARN evalúa el plano presentado por la institución, dicho plano debe ser presentado en escala 1:50 con detalle de dimensiones, materiales de construcción, mesadas, piletas, blindajes, etc., y acompañado por una nota firmada por el titular de la instalación solicitando la evaluación del mismo.

La evaluación consiste en verificar que la instalación cuente con:

- un cuarto caliente debidamente señalizado para el almacenamiento de material radiactivo y el almacenamiento transitorio de residuos radiactivos.
- Por lo menos un local destinado a la administración de radionucleidos a los pacientes
- Un local con dimensiones apropiadas para cada equipo de medicina nuclear
- Un baño exclusivo para pacientes a los cuales se les haya aplicado material radiactivo.

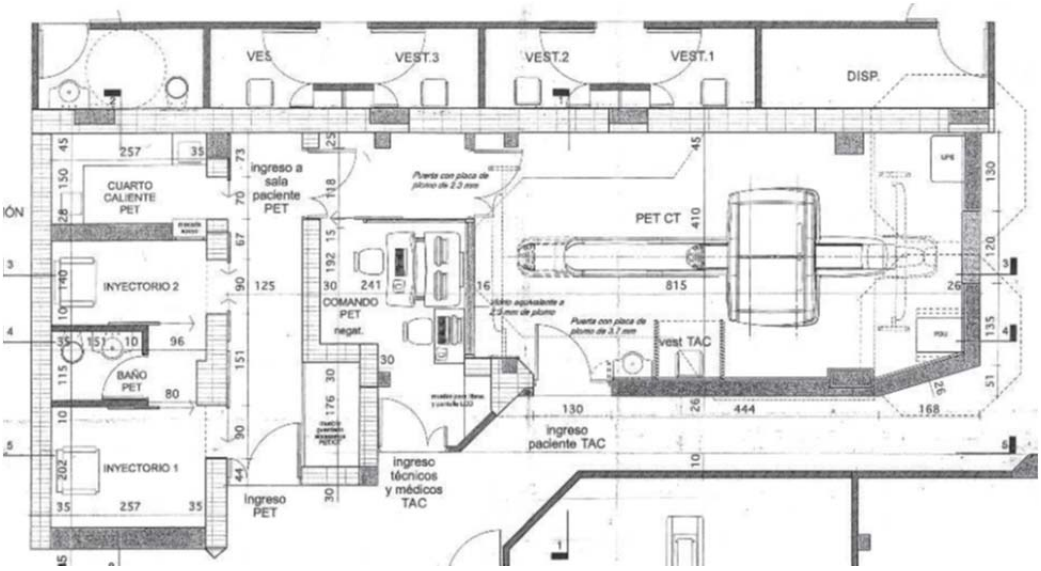


Figura 1. Distribución de un servicio de medicina nuclear PET

Además, se analiza la distribución de los diferentes ambientes de la instalación, con el fin de minimizar el recorrido que realiza el material radiactivo durante la práctica y optimizar la dosis del personal; y se constata que las dimensiones de los diferentes ambientes, el espesor de las paredes y lo demás requerido en el plano, cumplan con lo establecido en la Norma AR 8.2.4.

En caso de que la distribución propuesta por la institución no cumpla con lo requerido, la ARN notifica al solicitante las observaciones encontradas, debiendo este realizar una nueva propuesta que cumpla con lo requerido en la Norma.

Si la propuesta de distribución se ajusta a lo especificado en la normativa, se da por cumplida la etapa de análisis del plano y la ARN notifica al solicitante, para que este pueda dar inicio a la siguiente etapa.

Luego la institución debe presentar la documentación técnica, la que incluye formularios de "***Solicitud de autorización para el uso de radioisótopos o radiaciones ionizantes***" y ***"Aceptación de responsabilidad"***, manual de gestión de la calidad y una memoria de cálculo para su evaluación.

En esta instancia se verifica que la instalación cuente con un médico responsable por la seguridad radiológica de la instalación, ante la ARN, el cual debe tener un permiso individual vigente para el propósito de diagnóstico por PET; y además se verifica que cuente con un físico en medicina nuclear, con permiso individual vigente, cuya función es optimizar el uso de los equipos y técnicas para que las dosis resulten tan bajas como sea razonablemente posible.

La memoria de cálculo debe contener:

1) Dos planos idénticos de la instalación en escala 1:50 firmados por el titular de la institución.

2) Memoria de cálculo, la que deberá estar unívocamente relacionada con el plano presentado, firmada por el responsable de la memoria de cálculo y por titular de la institución.

2.1. En la misma se deberán especificar:

- los factores de ocupación de todos los sectores del servicio y de los sectores/locales aledaños al mismo, incluyendo los sectores/locales de los pisos superior e inferior. Si alguno de estos factores difiriese de los adoptados típicamente, este deberá estar justificado.
- Radionucleido y la actividad máxima que la instalación prevé recibir diariamente indicando su frecuencia semanal.
- El número y tipo de estudios a realizar anualmente.
- El radionucleido administrado al paciente para cada tipo de estudio.
- La actividad administrada al paciente para cada tipo de estudio.
- El tiempo de reposo del paciente para cada tipo de estudio.
- La ubicación de los pacientes en la sala de reposo.
- El tiempo de adquisición de imágenes para cada tipo de estudio.

2.2) Se deberán describir todas las operaciones (recepción, fraccionamiento, transporte, inyección, reposo del paciente, ubicación del paciente en el scanner, adquisición de imágenes, etc.) indicando tiempos, blindajes, distancias y actividades involucrados en el manejo de los radionucleidos.

En esta fase el titular de la licencia también debe presentar la documentación legal y el pago de la tasa anual regulatoria.

Una vez recibida la memoria de cálculo es analizada por la ARN junto con la documentación técnica y administrativa. Si la memoria de cálculo es aprobada y la documentación es correcta, se informa a la institución de dicha aprobación y se autoriza al inicio de la construcción de la instalación.

Cumplido todos los requisitos administrativos y técnicos el sector de inspectores de la ARN planifica una inspección regulatoria a la instalación. En la misma se verifica que:

- la instalación coincida con la distribución aprobada,
- el cuarto caliente cuente con :
    - puerta con llave.
    - mesada de material no absorbente y superficie continúa. La pared sobre la mesada deberá estar impermeabilizada hasta una altura de 50 cm por encima de la misma. La unión de la mesada con la pared deberá efectuarse de forma tal que una sea continuación de la otra, evitándose los ángulos rectos. (Los materiales a utilizar pueden ser acero inoxidable, laminado plástico liso o cemento alisado impermeabilizado con pintura a base de resinas epoxi.)
    - Dos piletas, separadas entre sí por una distancia mínima de 1,50 m, una de ellas deberá ser impermeable (por ejemplo acero inoxidable) sin sifón, destinada al lavado de elementos contaminados.)
    - Piso de material no absorbente y de fácil limpieza (por ej.: goma, plástico, etc.)
    - Elementos/dispositivos de uso exclusivo para las prácticas de fraccionamiento que se realicen en el cuarto caliente blindados de acuerdo a la naturaleza y actividad de los radionucleídos a emplear:

a. Depósito de guarda de material radiactivo.
b. Pantalla de fraccionamiento con visión directa o indirecta.
c. Contenedor porta vial para guarda del mismo.
d. Contenedor para el transporte de jeringas.
e. Contenedores para el almacenamiento y decaimiento de residuos sólidos contaminados.

- Se dispone de una copia del Manual de Gestión de Calidad del Servicio, en la instalación.
- cuente en forma permanente, con una Fuente de Cs-137 para la verificación periódica del activímetro.
- Cuente con un activímetro cuya última calibración no tenga más de dos años de realizada para los radionucleidos a utilizar en el PET.
- Cuente con dosimetría de cuerpo entero para radiación gamma para cada uno de los trabajadores que cumplen funciones dentro del servicio y dosimetría de extremidades para cada uno de los trabajadores que manipulan material radiactivo.
- Cuente con un detector de radiaciones que permita realizar mediciones de tasa de dosis y de contaminación de emisores gamma y cuya última calibración no tenga más de dos años de realizada.
- tenga los certificados de calibración del detector de radiaciones y del activímetro disponibles en la instalación.
- Cuente con registro de:
    - control de calidad y mantenimiento de equipos
    - calibración del activimetro
    - control de material radiactivo
    - dosimetría
    - pacientes

Si la instalación PET cumple con todo lo necesario para asegurar que la operación de la instalación se lleve a cabo en condiciones adecuadas de protección radiológica y cumple con la normativa vigente, la ARN procederá a emitir una licencia de operación con vigencia de 5 (cinco) años. El otorgamiento de la Licencia de Operación, su renovación o modificación está supeditado a la constancia de cumplimiento fehaciente de los requerimientos de la ARN.

Posteriormente se realizan inspecciones a la institución con una frecuencia de dos años o cuando la ARN lo considere necesario.

En ellas se verifica que la instalación mantenga las condiciones de distribución en las cual fue aprobado y se evalúa que las superficies impermeables no posean deterioros, por causa del tiempo y/o uso, que hayan afectado su impermeabilidad. Se realizan mediciones de tasa de dosis y contaminación superficial, midiendo primero el fondo y luego en diferentes puntos del cuarto caliente, cuarto de aplicación y cualquier otro recinto en donde se sospeche que pueda haber contaminación.

En el cuarto caliente se verifica que el mismo sea de afectación exclusiva, y que mantenga las condiciones en las que fue aprobado. También se controla el estado de las pilas del detector de radiación del servicio y se controla la magnitud medida con el detector de medición de la comisión inspectora.

Luego se toman los datos de las fuentes de calibración que posea el servicio y de los equipos, verificando que coincidan con lo informado a la ARN y, si es necesario, se solicita los certificados de calibración de los mismos.

Luego se verifica los registros que posee el servicio, analizando el registro de:

- control de calidad y mantenimiento de equipos
- calibración del activímetro
- control de material radiactivo
- dosimetría
- pacientes

En donde se verifica que los mismos se realicen en libros foliados y se lleven a cabo según lo estipulado en el manual de gestión de la calidad.

Además se verifica que todo el personal posea la dosimetría correspondiente a su función, que los mismos sean notificados de los valores obtenidos, se toma registro de las dosis cumuladas de todo el personal y se verifica que la dosis acumulada no supere las restricciones y los límites de dosis.

Luego se verifica el número de pacientes por día y la dosis administrada y se compara con lo indicado en la memoria de cálculo.

Por último, se labra la acta de inspección en donde se refleja lo observado por la comisión inspectora y en caso de haber requerimientos estos serán indicados en ella otorgándose un plazo para el cumplimiento de los mismo. Una vez leída el acta por ambas partes, comisión inspectora y representante de la instalación, se procede a firmar el Acta de Inspección.

3. Resultados y Conclusiones

A partir de los procesos descriptos, la ARN ha llevado a cabo la emisión de Licencias de Operación para el diagnóstico por PET a Servicios de Medicina Nuclear y, mediante las inspecciones de rutina, ha podido realizar el seguimiento de las condiciones de operación y verificar que las mismas se realizan en condiciones de protección radiológicas acordes a la normativa vigente.

A través de la información obtenida de la base de datos de la ARN, se puede observar la distribución y el crecimiento del número de servicios PET en la Argentina. Dicha información refleja un gran aumento del número de servicios a partir del año 2007, siendo el periodo comprendido entre los años 2007-2010 con la mayor tasa de crecimiento, Además se puede observar una distribución poco homogénea en las diferentes regiones de la Argentina, siendo la Ciudad Autónoma de Buenos Aires (C.A.B.A.) y la provincia de Buenos Aires, con un 74 % del total, las regiones con mayor número de Servicios de Medicina Nuclear que realizan diagnóstico por PET y además que la C.A.B.A es la región con mayor número de Servicios PET por millón de habitantes 4,15, la cual supera el promedio del total de Argentina (0,67), y que las regiones de Nordeste, Noroeste y la Patagonia, son las regiones que por el momento no poseen Servicios de Medicina Nuclear con licencia de operación para el diagnóstico por PET.

REFERENCIAS

[1] Fuente: INDEC, Censos Nacionales de población 2010, resultados provisionales.

[2] Norma AR 8.2.4 Uso de fuentes radiactivas no selladas en instalaciones de medicina nuclear.

Claudia Chiliutti
cchiliutti@arn.gob.ar

Maximiliano Almiron
aalmiron@arn.gob.ar

Lucas Defilipi
ldefilipi@arn.gob.ar

Sergio Rivero
srivero@arn.gob.ar

Licenciamiento y control de instalaciones PET en la Argentina

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – ARGENTINA

Resumen

El objetivo del presente trabajo es describir el proceso de licenciamiento y los controles posteriores que se realizan en las instalaciones de medicina nuclear para el propósito de uso de fuentes no selladas para instalaciones PET, para diagnostico en seres humanos.
En la actualidad la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) cuenta en sus registros con 27 instalaciones, titulares de Licencias de Operación para PET.

Distribución de servicios PET en la República Argentina

Región	N° de habitantes [1]	N° de servicios PET	Serv./millón de habitantes
C.A.B.A	2 890 151	12	4,15
Provincia de Buenos Aires	15 625 084	8	0,51
Pampeana	8058358	6	0,74
Cuyo	2852294	1	0,35
Nordeste	3579609	0	0
Noroeste	4911412	0	0
Patagonia	2100188	0	0
Total	40.117.096	27	0.67

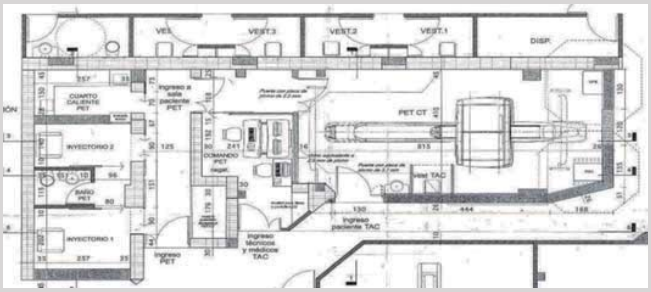
Tabla 1: Servicios de Medicina Nuclear por diagnóstico PET de Argentina según su ubicación geográfica
Nota: Las regiones comprenden las provincias mencionadas a continuación.
Pampeana: Córdoba, Santa Fe, Entre Ríos, La Pampa.
Cuyo: San Juan, Mendoza, San Luis.
Nordeste: Chaco, Formosa, Misiones, Corrientes.
Noroeste: Salta, Jujuy, Tucumán, Catamarca, La Rioja, Santiago del Estero.
Patagonia: Río Negro, Chubut, Santa Cruz, Tierra del Fuego, Neuquén, Antártida Argentina e islas del Atlántico Sur.

Licenciamiento e inspecciones rutinarias en Servicios PET

El proceso de licenciamiento consiste en la evaluación de la distribución edilicia, las condiciones de seguridad radiológica, el equipamiento, la dotación mínima del personal y el sistema de calidad con el que operarán. El solicitante de la licencia de operación debe demostrar que las condiciones normales de operación de la instalación PET dan cumplimiento a las restricciones de dosis para trabajadores y miembros del público, para lo cual deben presentar una memoria técnica que es evaluada por la ARN en forma independiente. Una vez aprobada dicha memoria técnica se autoriza la construcción del nuevo servicio.

Finalizada la construcción y aprobadas todas las instancias mencionadas anteriormente, el sector de inspectores de la ARN planifica la realización de una inspección en donde verifica que las condiciones de seguridad radiológica coincidan con las presentadas en la memoria técnica aprobada.
Una vez que la instalación PET cumple con todo lo requerido por la normativa vigente, la ARN procede a emitir una Licencia de Operación con 5 años de vigencia y durante ese período la ARN verificará la seguridad radiológica de la instalación con inspecciones rutinarias.

Licencia de Operación

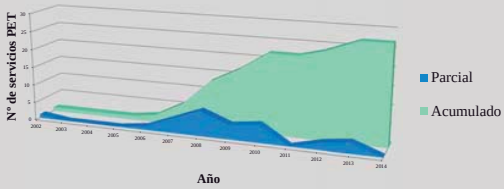


Las inspecciones rutinarias se realizan con una frecuencia de dos años o cuando la ARN lo considere necesario. Las tareas a realizar son:

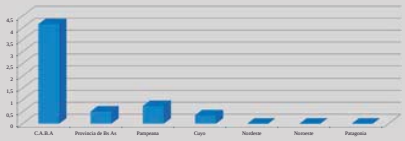
- verificar que la instalación mantenga las condiciones de distribución con las cuales fue aprobado.
- realizar mediciones de tasa de dosis y contaminación superficial.
- verificar que el cuarto caliente sea de afectación exclusiva, y que mantenga las condiciones en las que fue aprobado.
- controlar el estado de las pilas y la magnitud de medición del detector de radiación del servicio.
- tomar los datos de las fuentes de calibración que posea el servicio y del equipamiento.
- verificar que el servicio lleve los registros de control de calidad y mantenimiento de equipos, calibración del activímetro, control de material radiactivo, dosimetría y de pacientes.
- constatar que el personal posea la dosimetría correspondiente a su función, que sean notificados de los valores obtenidos y tomar registros de las dosis acumulada.
- verificar el número de pacientes por día, la dosis administrada y comparar con lo indicado en la memoria de cálculo.

Por último, se labra el acta de inspección en donde se refleja lo observado por la comisión inspectora y en caso de haber requerimientos, estos serán indicados en ella otorgándose un plazo para el cumplimiento de los mismo. Una vez leída el acta por ambas partes, comisión inspectora y representante de la instalación, se procede a firmar el Acta de Inspección.

Servicios PET en Argentina



Servicios PET por millón de habitantes



Conclusión

A partir de los procesos descriptos, la ARN ha llevado a cabo la emisión de Licencias de Operación para el diagnóstico por PET a Servicios de Medicina Nuclear y, mediante las inspecciones de rutina, ha podido realizar el seguimiento de las condiciones de operación y verificar que las mismas se realizan en condiciones de protección radiológicas acordes a la normativa vigente.
A través de la información obtenida de la base de datos de la ARN , se puede observar la distribución y el crecimiento del numero de servicios PET en la Argentina. Dicha información refleja un gran aumento del número de servicios a partir del año 2007, siendo el período comprendido entre los años 2007-2010 el de mayor tasa de crecimiento. Además se puede observar una distribución poco homogénea en las diferentes regiones de la Argentina, siendo la Ciudad Autónoma de Buenos Aires (C.A.B.A.) y la provincia de Buenos Aires, con un 74 % del total, las regiones con mayor número de Servicios de Medicina Nuclear que realizan diagnóstico por PET y además que C.A.B.A. es la región con mayor número de Servicios PET por millón de habitantes 4,15, la cual supera el promedio del total de Argentina (0,67), y que las regiones de Nordeste, Noroeste y la Patagonia, son las regiones que por el momento no poseen Servicios de Medicina Nuclear con licencia de operación para el diagnóstico por PET.

Reporte de resultados Intercomparación Regional de Dosimetría Interna – 2013.

Evaluación de Datos de Medición para el Cálculo de Dosis Efectiva por Exposición Interna

Rojo, A.M.; Puerta, N.; Gossio, S. y Gómez Parada, I.

Publicado como material de la serie ARN PI 1/15

Proyecto OIEA RLA9/066

"Fortalecimiento y actualización de las competencias técnicas para la protección de la salud y la seguridad de los trabajadores expuestos ocupacionalmente a la radiación ionizante"

REPORTE DE RESULTADOS
INTERCOMPARACIÓN REGIONAL DE DOSIMETRÍA INTERNA
2013

"Evaluación de Datos de Medición para el Cálculo de Dosis Efectiva por Exposición Interna"

COORDINADOR:

Ana Rojo

ARN, Argentina

RESPONSABLES TÉCNICOS:

Ana Rojo, Nancy Puerta, Sebastián Gossio, Inés Gómez Parada

ARN, Argentina

RESUMEN

La interpretación de datos de monitoreo personal, tanto de mediciones “in vivo” como “in vitro”, para llegar a la estimación de la incorporación y de la dosis efectiva comprometida, es un proceso complejo cuyo resultado depende de una serie de factores: la cantidad y calidad de los datos, la habilidad del dosimetrista, las herramientas de cálculo disponibles y de las hipotesis de trabajo asumidas. Esta variedad de factores, hacen que para un mismo caso, distintos laboratorios obtengan resultados diferentes. En casos complejos, estas diferencias pueden llegar a ser importantes.

Se vio así la necesidad de armonizar los procedimientos para que puestos a evaluar un caso de incorporación de material radiactivo, los dosimetristas cuenten con un marco de referencia consensuado, que les permitan obtener resultados consistentes. Con esta finalidad el grupo Europeo de Dosimetría (EURADOS) ha desarrollado las GUÍAS IDEAS.

En el año 2013 la Autoridad Regulatoria Nuclear de la Argentina organizó un Ejercicio de Intercomparación de Evaluación de Dosis por Incorporación de Radionucleídos, al que fueron invitados como participantes los distintos laboratorios de Dosimetría Interna de la Región. Participando en el ejercicio estos laboratorios de Latinoamérica tuvieron la oportunidad de analizar la consistencia de los resultados reportados y verificar la correcta aplicación de los criterios y de la metodología de cálculo de las Guías IDEAS.

En este ejercicio se propusieron cuatro casos simulados de exposición interna ocupacional de una complejidad particular en cada uno de ellos, involucrando incorporaciones de ^{131}I, ^{137}Cs y tritio. Los laboratorios participantes fueron 19, pertenecientes a 13 países. Dichos participantes debieron interpretar los datos de medición para reportar los resultados de incorporación y de dosis efectiva comprometida.

En este trabajo se analizaron los aspectos más destacables del desempeño de los laboratorios participantes, considerando que cerca de la mitad de los inscriptos reportaron los 4 casos propuestos.

El porcentaje de resultados aceptados fue muy satisfactorio superando en todos los casos el 63% y en uno de ellos alcanzó el 94%. Por otra parte, se analiza la aplicación de las Guías IDEAS por parte de los participantes.

El análisis de los resultados fue incluido en un informe que se distribuyó a todos los laboratorios con el propósito de contribuir a la identificación de fortalezas y debilidades y lograr así una mejor capacidad de respuesta.

Esta intercomparación permitió poner en evidencia un desempeño satisfactorio de la mayoría de los laboratorios de dosimetría interna de Latinoamérica.

1 INTRODUCCIÓN

Se presenta el reporte de resultados de la Intercomparación de Cálculo de Dosis para el monitoreo de los trabajadores ocupacionalmente expuestos con riesgo de incorporación interna. La elaboración del mismo responde a los criterios vigentes para la evaluación de la exposición interna, publicados en la página web de EURADOS http://www.eurados.org/..., "IDEAS Guidelines (version 2) for the Estimation of Committed Doses from Incorporation Monitoring Data". La finalidad de este ejercicio es asegurar la confiabilidad de los resultados de la evaluación de datos de medición.

1.1 Obligación de los Participantes

Los laboratorios participantes efectuarán los cálculos para resolver los casos que forman parte de este ejercicio de Intercomparación de Dosimetría Interna, que están descriptos en el presente informe y en el protocolo distribuido de acuerdo al cronograma. Se solicitó que completen la planilla Excel "Resultados Intercomparación de Dosimetría Interna" (RIDI2013.xls) con la información solicitada para cada uno de los casos que sean resueltos por el laboratorio participante. Esta planilla fue recibida por Argentina como Laboratorio Organizador, y en la mayoría de los casos se cumplió el cronograma establecido.

1.2 Confidencialidad

Todos los datos generados en este ejercicio de Intercomparación serán tratados por el OIEA como material confidencial. Los laboratorios participantes han sido identificados mediante códigos y solamente ellos conocen el código correspondiente a su laboratorio.

2 OBJETIVO DE LA INTERCOMPARACIÓN

El objetivo de la Intercomparación es verificar la capacidad de respuesta en la interpretación de datos de monitoreo para la evaluación de la exposición interna de los trabajadores, adquirida por los países de la Región en el marco de los Proyectos OIEA.

3 LABORATORIOS PARTICIPANTES

En la siguiente tabla se presentan los laboratorios participantes, los que se identificaron con un código. Dicho código ha sido enviado a cada uno de ellos en forma confidencial.

Se detallan los países participantes:

- ✓ Argentina
- ✓ Brasil
- ✓ Chile
- ✓ Colombia
- ✓ Costa Rica
- ✓ Cuba
- ✓ México
- ✓ Nicaragua
- ✓ Paraguay
- ✓ Perú
- ✓ República Dominicana
- ✓ Uruguay
- ✓ Venezuela

4 EVALUACIÓN DE LOS RESULTADOS

A continuación se presenta la evaluación de los resultados de los diferentes casos proporcionados en la intercomparación. Los casos elaborados para este ejercicio de intercomparación se describen en detalle en el Anexo 1 y son los siguientes:

- CASO 1: Incorporación repetida de ^{131}I
- CASO 2: Incorporación única de ^{131}I
- CASO 3: Incorporación única de ^{137}Cs
- CASO 4: Incorporación única de ^{3}H

En el Anexo 2, se detalla el desempeño de cada laboratorio.

4.1 Procedimiento para el análisis estadístico

La metodología utilizada para la evaluación estadística de los resultados reportados por los participantes es la adoptada en el 3º y en el 5º Ejercicio de Intercomparación Europeo [1,2]. Este procedimiento es usado para verificar la presencia de valores atípicos en un conjunto de datos y permite identificar datos afectados por grandes errores.

La observación empírica nos lleva a considerar una distribución lognormal, como la apropiada para describir el comportamiento de los valores reportados por los participantes.

El procedimiento se basa en la hipótesis nula de que todos los datos pertenecen a una distribución lognormal. Si un valor estuviera fuera del intervalo de confianza del 98,8%, entonces la hipótesis nula es rechazada y el valor es considerado “No Aceptado” (“*outlier*”). Sin embargo, un dato identificado como No Aceptado, no necesariamente es un dato incorrecto, solo significa que está fuera de la distribución.

Basado en este enfoque se siguió el siguiente procedimiento:

1. Cálculo del logaritmo natural de todos los resultados, X_i

2. Cálculo de los parámetros de la distribución lognormal de todos los datos: Media Geométrica (MG) y la Desviación Estándar Geométrica (DEG)

3. Cálculo del estadístico z:

$$z = \frac{\ln X_i - \ln MG}{\ln DEG} \qquad (1)$$

4. Identificación de todos los resultados con una desviación, z en el paso 3, de más de ± 2,5 (intervalo de confianza correspondiente a 98,8%). Estos valores se consideran como "*outliers*", y no serán utilizados para la evaluación estadística definitiva.

5. Repetición de los pasos 2, 3 y 4 sin los "outliers" identificados en el paso 4, hasta que los parámetros de la distribución se estabilicen.

6. Los parámetros finales de la distribución lognormal, MG y DEG, reportados en las tablas serán los valores estables encontrados en el paso 5.

4.2 Resultados de cada caso

4.2.1 Caso 1: Incorporación repetida de ^{131}I

El caso fue evaluado por 19 de los 20 participantes inscriptos (95%). El caso se describe en el Anexo 2. Los resultados son reportados para cada período de monitoreo por separado.

1º PERÍODO (25/3/11 -11/4/11)

La media geométrica y la desviación estándar geométrica fueron halladas sin tener en cuenta los resultados identificados como no aceptados. La evaluación estadística se presenta en la tabla 1.

Tabla 1. Valores estadísticos de la incorporación y de E(50) en el 1º período del Caso 1.

Magnitud	Número de resultados dentro del rango aceptable	Códigos de los participantes identificados como No Aceptados	Códigos de los participantes que no reportaron	Media Geométrica	Desviación Estándar Geométrica
Incorporación de ^{131}I	16	3,8,14	18	3,01E+04 Bq	1,08
E(50)	15	3,5,9,14	18	0,59 mSv	1,07

En la tabla 2 se presentan los resultados de los participantes y la evaluación de desempeño de los mismos mediante el estadístico z:

Tabla 2. Resultados de la evaluación de desempeño de los participantes en el período 1 del Caso 1.

Código	Incorporación reportada (Bq)	z	Conclusión	E(50) mSv reportada	z	Conclusión
1	2,88E+04	-0,59	Aceptado	0,58	-0,24	Aceptado
2	3,05E+04	0,17	Aceptado	0,61	0,48	Aceptado
3	3,66E+03	-27,75	No Aceptado	1,32	11,51	No Aceptado
4	2,88E+04	-0,59	Aceptado	0,576	-0,34	Aceptado
5	3,49E+04	1,94	Aceptado	0,000698	-96,29	No Aceptado
6	3,18E+04	0,73	Aceptado	0,63	0,94	Aceptado
7	2,88E+04	-0,58	Aceptado	0,58	-0,24	Aceptado
8	4,90E+04	6,41	No Aceptado	0,539	-1,29	Aceptado
9	2,98E+04	-0,14	Aceptado	3,49	25,40	No Aceptado
10	2,61E+04	-1,89	Aceptado	0,52	-1,72	Aceptado
11	2,88E+04	-0,57	Aceptado	0,57	-0,49	Aceptado
12	3,49E+04	1,94	Aceptado	0,7	2,44	Aceptado
13	2,88E+04	-0,59	Aceptado	0,57	-0,49	Aceptado
14	2,56E+03	-32,47	No Aceptado	0,056	-33,64	No Aceptado
15	2,88E+04	-0,59	Aceptado	0,58	-0,34	Aceptado
16	3,16E+04	0,63	Aceptado	0,604	0,34	Aceptado
17	2,88E+04	-0,58	Aceptado	0,5764	-0,33	Aceptado
19	3,18E+04	0,73	Aceptado	0,63	0,94	Aceptado
20	3,02E+04	0,06	Aceptado	0,605	0,36	Aceptado

En las figuras 1 y 2 se presentan los resultados de la evaluación de desempeño de los participantes mediante el estadístico z.

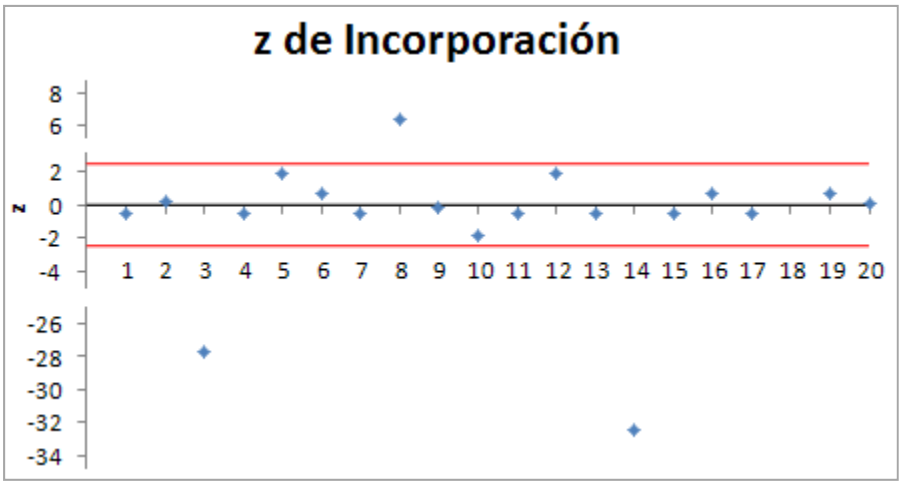


Figura 1. Evaluación z de la incorporación reportada por los participantes en el período 1 del caso 1.

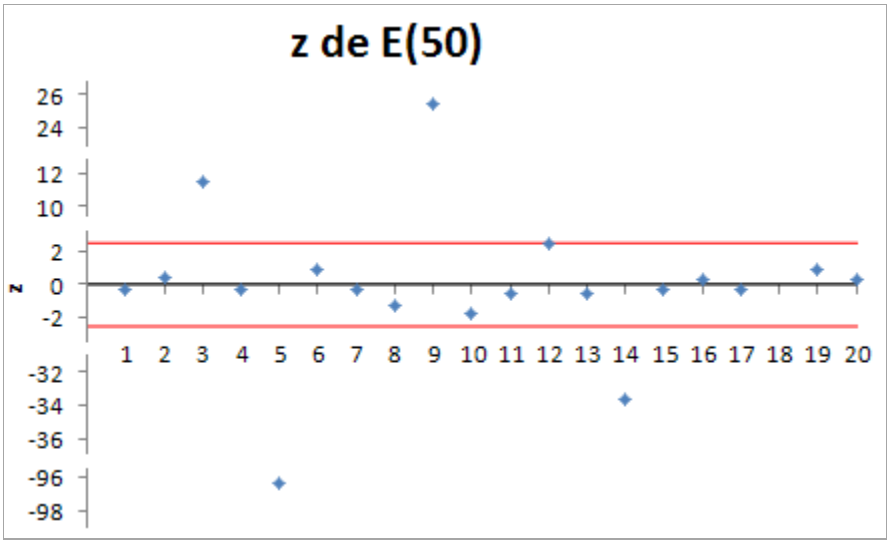


Figura 2. Evaluación z de la dosis E(50) reportada por los participantes en el período 1 del caso 1.

En las figuras 3 y 4 se muestra el cociente entre los valores obtenidos por cada participante y la media geométrica calculada para los resultados del 1º período.

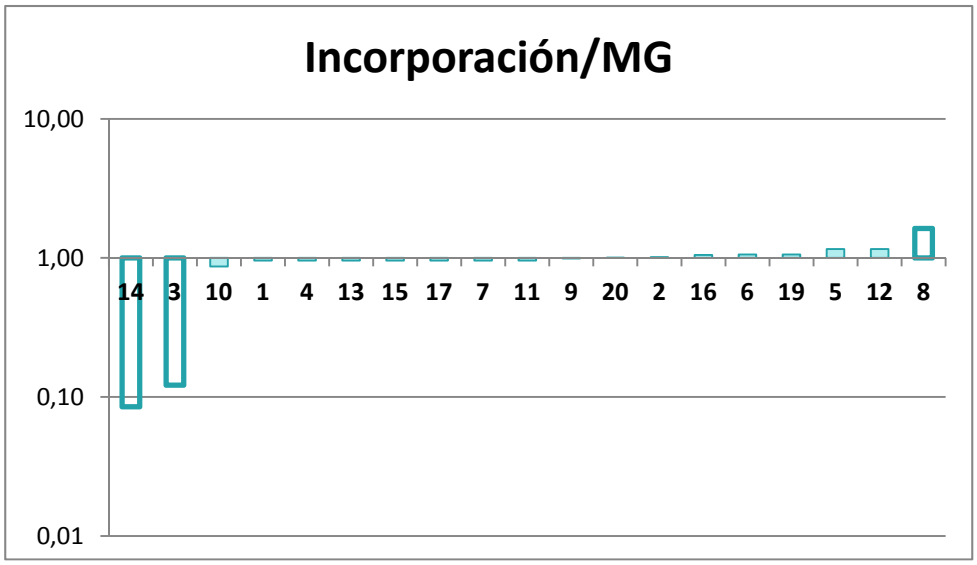


Figura 3. Cociente entre el valor de la incorporación informada por cada participante y la MG calculada para el 1º período del caso 1.

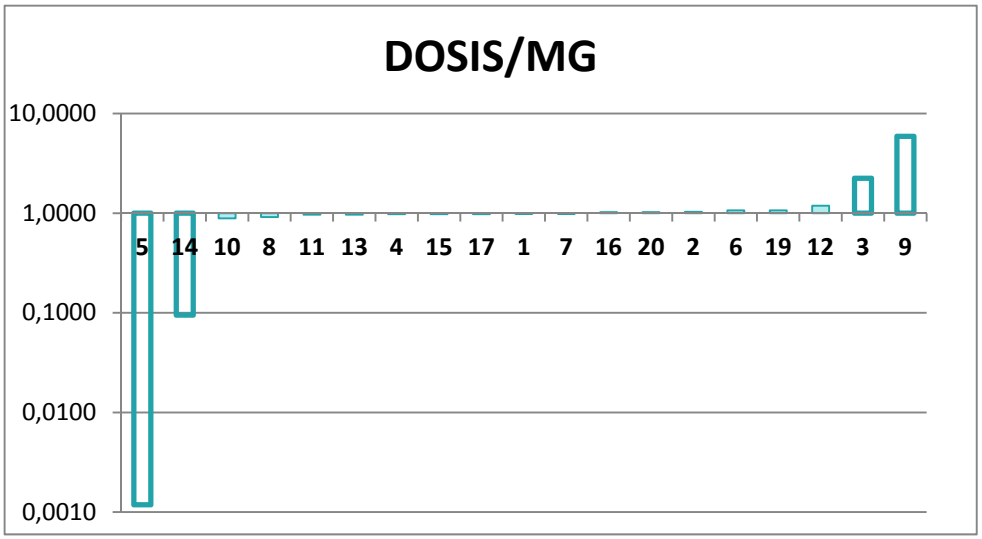


Figura 4. Cociente entre el valor de E(50) informado por cada participante y la MG calculada para el 1º período del caso 1.

En la tabla 3 se presenta lo informado por los participantes y los comentarios de los organizadores para el 1º período.

Tabla 3. Resultados informados por los participantes para el 1º período.

Cód	Incorp. (Bq)	E(50) mSv	Fecha de Incorp dd-mm-aa	Valor de P (Bq)	Paso Guías IDEAS	Soft. usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Tiroides	Comentarios
1	2,88E+04	0,58	3-4-11	0	1	Manual-AIDE	2,00E-8	2,68E+03	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No corresponde paso de Guías IDEAS. El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.
2	3,05E+04	0,61	2-4-11	0	3.5.1	Excel	2,00E-8	1,25	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No usa el valor recomendado para el SF_B
3	3,66E+03	1,32	25-3-11	-------	-------	IMBA	1,98E-8	± 8,98 %	Reporta resultados de incorporación y de E(50) fuera del rango aceptable de la distribución. No se corresponden la I con la E(50) usando el valor de e(50) informado. Indica como fecha de incorporación la fecha de inicio del primer período. El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS. No identifica el último paso de las Guías IDEAS.
4	2,88E+04	0,576	3-4-11	-------	-------	AIDE 6	2,00E-8	1,18	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No usa el valor recomendado para el SF_B. No identifica el último paso de las Guías IDEAS.
5	3,49E+04	0,000698	1-4-11	0	-------	AIDE 6	-------	1,15	Reporta resultado de incorporación dentro del rango aceptable de la distribución. El valor de E(50) parece estar expresado en Sv fue considerado fuera de rango. No informa el valor de e(50) usado. No identifica el último paso de las Guías IDEAS.

Cód	Incorp. (Bq)	E(50) mSv	Fecha de Incorp dd-mm-aa	Valor de P (Bq)	Paso Guías IDEAS	Soft. usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Tiroides	Comentarios
6	3,1826E+04	0,63	1-4-11	0	3.5.1	AIDE	2,00E-8	1,15	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución.
7	2,881890E+4	0,58	3-4-11	0	3.5.1	AIDE	2,00E-8	1,1	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No usa el valor recomendado para el SF_B.
8	4,90E+04	0,539	4-4-11	0	-------	AIDE	1,10E-8	1,15	El valor de la incorporación fuera de rango por exceso. El valor de e(50) no es correcto (usa el de yodo aerosol que es menor). Los errores se compensan y dan un valor de E(50) en el rango aceptable. No identifica el último paso de las Guías IDEAS.
9	2,98E+04	3,49	-------	3660	2	AIDE	1,10E-8	2,06	El valor de la incorporación está en rango, no así el valor de E(50). No informa fecha de la incorporación. Incongruente el valor de P. No corresponde paso de Guías IDEAS. El valor de e(50) no es correcto (usa el de iodo aerosol). No usa el valor recomendado para el SF_B.
10	2,61E+04	0,52	4-4-11	0	3.5.1	Manual	2,00E-8	1,25	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No usa el valor recomendado para el SF_B.
11	2,88416E+04	0,57	4-3-11	0	3.5.1	AIDE 6	1,98E-8	0	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. Fecha incorrecta. El valor de SF_B informado no es el recomendado por las Guías IDEAS.
12	3,49E+04	0,7	1-4-13	0	-------	AIDE 6	e(50)	1,15	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No identifica el último paso de las Guías IDEAS. No indica el valor de e(50) usado.

Cód	Incorp. (Bq)	E(50) mSv	Fecha de Incorp dd-mm-aa	Valor de P (Bq)	Paso Guías IDEAS	Soft. usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Tiroides	Comentarios
13	2,88E+04	0,57	3-4-11	0	3.5.1	AIDE 6	2,00E-8	1,15	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución.
14	2,559E+03	0,056	31-3-11	0	7.15	AIDE	2,20E-8	1,15	Reporta resultados de incorporación y de E(50) fuera del rango aceptable de la distribución. Fecha incorrecta. No corresponde paso de Guías IDEAS. El valor de e(50) no es correcto.
15	2,88E+04	0,576	3-4-11	0	3.5.1	AIDE 2e	2,00E-8	1,15	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución.
16	3,16E+04	0,604	2-4-11	-------	-------	AIDE	2,00E-8	8,98%	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No identifica el último paso de las Guías IDEAS. El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.
17	2,881890E+4	0,576	4-3-11	Sin dato	-------	Manual	2,00E-8	1,2	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No identifica el último paso de las Guías IDEAS. No usa el valor recomendado para el SF_B.
18	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	No reportó el caso.
19	3,1826E+04	0,63	2-4-11	0	3.5.1	AIDE 6	1,98E-8	1,15	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución.
20	3,02E+04	0,605	3-4-11	0	3.5.1	Manual-Excel	2,00E-8	1,15	Laboratorio Organizador.

2º PERÍODO (11/4/11 -26/4/11)

De acuerdo al procedimiento recomendado por las Guías IDEAS, se concluye que no se está en presencia de una nueva incorporación en este período. Los laboratorios 3, 9 y 14 reportaron incorporación.

En la tabla 4 se presenta lo informado por los participantes y los comentarios de los organizadores para el 2º período.

Tabla 4. Resultados informados por los participantes para el 2º período.

Cód	Incorp. (Bq)	E(50) mSv	Fecha de Incorp. dd-mm-aa	Valor de P (Bq)	Paso Guías IDEAS	Soft. usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Tiroides	Comentarios
1	0	0	NO	0	1	Manual-AIDE	2,00E-8	2,68E+03	No es correcto P = 0. No corresponde paso de Guías IDEAS. El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.
2	-------	-------	-------	883,4	2.4.1	Excel	2,00E-8	1,25	No usa el valor recomendado para SF_B.
3	689	1,16	25-03-11	-------	-------	IMBA	1,98E-8	± 8,98 %	Halla erróneamente incorporación y dosis en este período. No informa P. No identifica el último paso de las Guías IDEAS. El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.
4	NO	0	-------	0	-------	AIDE 6	2,00E-8	1,18	No es correcto P =0. No identifica el último paso de las Guías IDEAS. No usa el valor de SF_B recomendado.
5	-------	-------	-------	0	-------	AIDE 6	-------	1,15	No es correcto P =0. No identifica el último paso de las Guías IDEAS.
6	0	0	NO	821	2.4.1	AIDE	2,00E-8	1,15	Aceptado reporte de Incorporación, P y E(50).
7	0	0	-------	1135,46	2.4.1	AIDE	2,00E-8	1,1	No usa el valor de SF_B recomendado.
8	0	0	-------	892	-------	AIDE	1,10E-8	1,15	No identifica el último paso de las Guías IDEAS.
9	2,06E+04	-------	-------	689	-------	AIDE	1,10E-8	2,06	Halla erróneamente incorporación en este período. El resultado de la contribución previa (P) se encuentra fuera del rango aceptable de la distribución. No identifica el último paso de las Guías IDEAS. No usa el valor de SF_B recomendado.

Cód	Incorp. (Bq)	E(50) mSv	Fecha de Incorp. dd-mm-aa	Valor de P (Bq)	Paso Guías IDEAS	Soft. usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Tiroides	Comentarios
10	0	-------	NO	1115	2.4.1	Manual	2,00E-8	1,25	No usa el valor de SF_B recomendado.
11	0	0	-------	898,12	2.4.1	AIDE 6	2,00E-8	0	No usa el valor de SF_B recomendado.
12	-------	-------	-------	899,31	-------	AIDE 6	e(50)	1,15	No identifica el último paso de las Guías IDEAS.
13	0	0	-------	1123	2.4.1	AIDE 6	2,00E-8	1,15	Aceptado reporte de Incorporación, P y E(50).
14	3,77E+02	0,008	18-4-11	153	-------	AIDE	2,20E-8	1,15	Halla erróneamente incorporación y E(50) en este período. El resultado de la contribución previa (P) se encuentra fuera del rango aceptable de la distribución. No identifica el último paso de las Guías IDEAS.
15	0	0	NO	1106	2.4.1	AIDE 2e	2,00E-8	1,15	Aceptado reporte de Incorporación, P y E(50).
16	-------	-------	-------	-------	-------	AIDE	2,00E-8	8,98%	No informa P. No identifica el último paso de las Guías IDEAS El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.
17	0	0	4-03-11	1,14E+03	-------	Manual	2,00E-8	1,2	No usa el valor de SF_B recomendado. No identifica el último paso de las Guías IDEAS.
18	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	No reportó el caso.
19	0	0	-------	903	2.4.1	AIDE 6	1,98E-8	1,15	Aceptado reporte de Incorporación, P y E(50).
20	0	0	NO	940	2.4.1	Manual-Excel	2,00E-8	1,15	Laboratorio Organizador

3º PERÍODO (26/4/11 -11/5/11)

La media geométrica y la desviación estándar geométrica fueron halladas sin tener en cuenta los resultados identificados como no aceptados. La evaluación estadística es presentada en la tabla 5.

Tabla 5. Valores estadísticos de la incorporación y de E(50) en el 3º período del Caso 1.

Magnitud	Número de resultados dentro del rango aceptable	Códigos de los participantes identificados como No Aceptados	Códigos de los participantes que no reportaron	Media Geométrica	Desviación Estándar Geométrica
Incorporación de ^{131}I	15	3, 8, 9,14	18	4,50E+04 Bq	1,05
E(50)	15	3, 5, 14	9, 18	0,90 mSv	1,05

En la tabla 6 se presentan los resultados de los participantes y la evaluación de desempeño de los mismos mediante el estadístico z:

Tabla 6. Resultados de la evaluación de desempeño de los participantes en el período 3 del caso 1.

Código	Incorporación Reportada (Bq)	z	Conclusión	E(50) mSv Reportada	z	Conclusión
1	4,91E+04	1,69	Aceptado	0,98	1,68	Aceptado
2	4,63E+04	0,54	Aceptado	0,93	0,55	Aceptado
3	6,01E+03	-39,51	No Aceptado	1,80	13,61	No Aceptado
4	4,23E+04	-1,23	Aceptado	0,846	-1,20	Aceptado
5	4,36E+04	-0,64	Aceptado	0,000872	-136,11	No Aceptado
6	4,73E+04	0,97	Aceptado	0,94	0,86	Aceptado
7	4,69E+04	0,78	Aceptado	0,94	0,86	Aceptado
8	8,05E+04	11,39	No Aceptado	0,885	-0,32	Aceptado
9	7,55E+05	55,30	No Aceptado	--------	------	No reportado
10	4,25E+04	-1,14	Aceptado	0,85	-1,11	Aceptado
11	4,29E+04	-0,94	Aceptado	0,85	-1,11	Aceptado
12	4,91E+04	1,69	Aceptado	0,98	1,68	Aceptado
13	4,25E+04	-1,14	Aceptado	0,85	-1,11	Aceptado
14	4,76E+03	-44,08	No Aceptado	0,105	-42,13	No Aceptado
15	4,56E+04	0,24	Aceptado	0,90	0,01	Aceptado
16	4,56E+04	0,24	Aceptado	0,912	0,27	Aceptado
17	4,38E+04	-0,53	Aceptado	0,8766	-0,51	Aceptado
19	4,34E+04	-0,74	Aceptado	0,86	-0,88	Aceptado
20	4,55E+04	0,18	Aceptado	0,910	0,23	Aceptado

En las figuras 5 y 6 se presentan los resultados de la evaluación de desempeño de los participantes mediante el estadístico z.

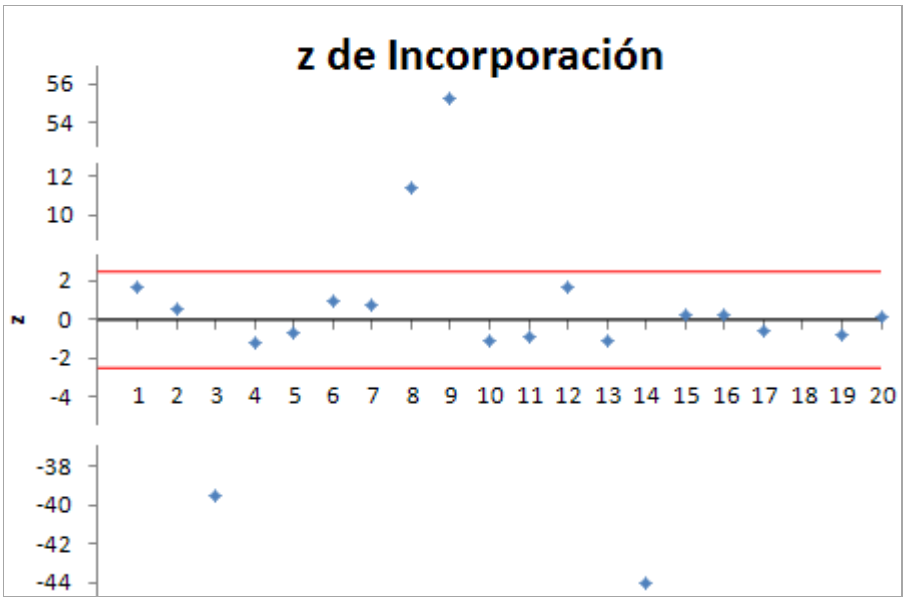


Figura 5. Evaluación z de la incorporación reportada por los participantes en el período 3 del caso 1.

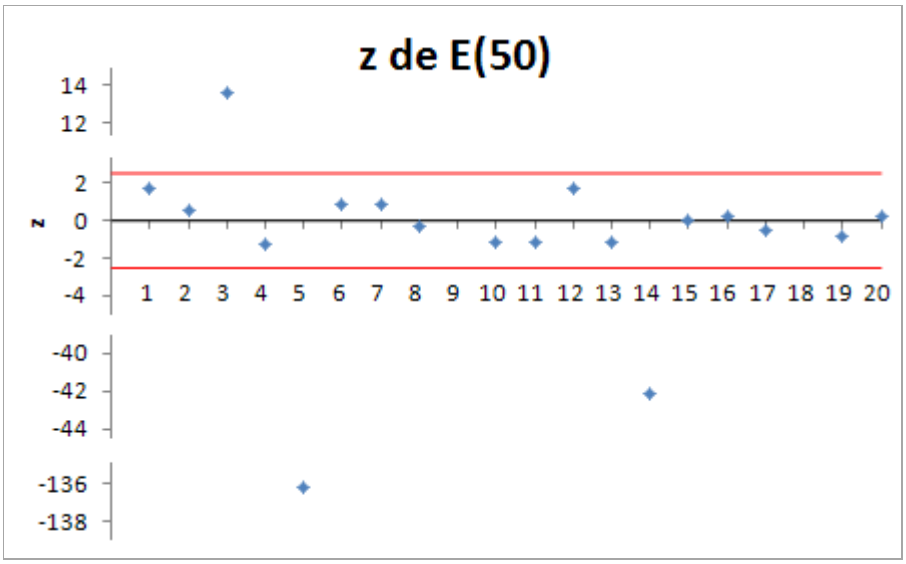


Figura 6. Evaluación z de la dosis E(50) reportada por los participantes en el período 3 del caso 1.

En las figuras 7 y 8 se muestra la relación entre los valores obtenidos por cada participante y la media geométrica calculada para los resultados del 3º período.

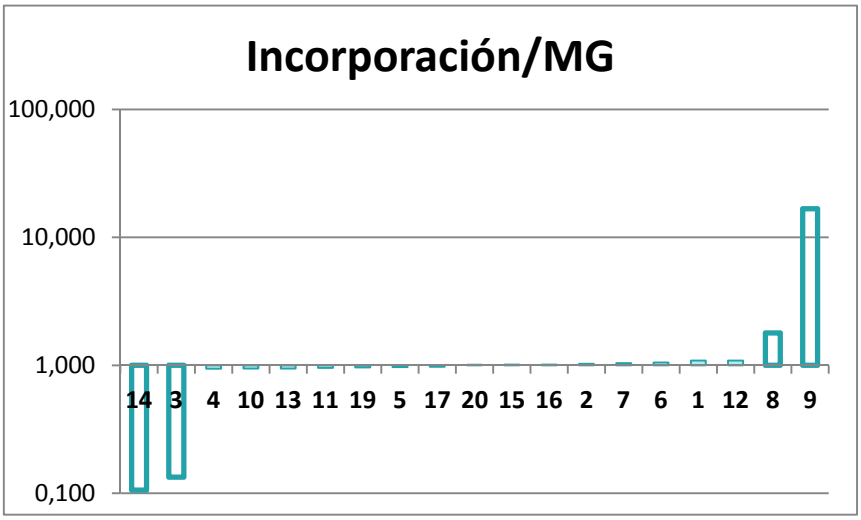


Figura 7. Cociente entre el valor de la incorporación informada por cada participante y la MG calculada para el 3º período del caso 1.

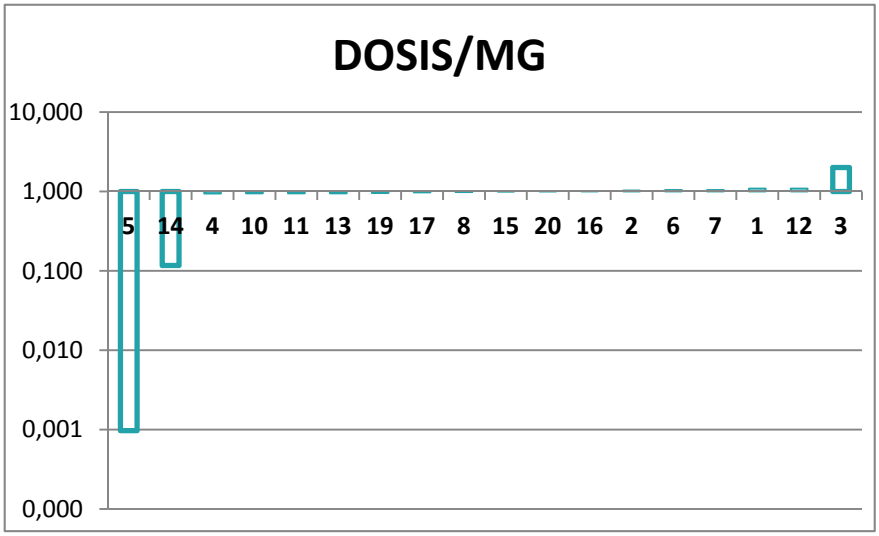


Figura 8. Cociente entre el valor de E(50) informado por cada participante y la MG calculada para el 3º período del caso 1.

En la tabla 7 se presenta lo informado por los participantes y los comentarios de los organizadores para el 3º período.

Tabla 7. Resultados informados por los participantes para el 3º período

Cód	Incorp. (Bq)	E(50) mSv	Fecha de Incorp dd-mm-aa	Valor de P (Bq)	Paso Guías IDEAS	Soft. usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Tiroides	Comentarios
1	4,91E+04	0,98	3-5-11	0	1	Manual-AIDE	2,00E-8	2,68E+03	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No es correcto valor P = 0 No corresponde paso de Guías IDEAS = 1. El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.
2	4,63E+04	0,925	3-5-11	218,94	3.5.1	Excel	2,00E-8	1,25	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No usa el valor de SF_B recomendado.
3	6,00845E+03	1,80	26-4-11	224,55	-------	IMBA	1,98E-8	± 8,98 %	Valores de incorporación y de E(50) fuera de rango. Fecha de incorporación incorrecta. No identifica el último paso de las Guías IDEAS El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.
4	4,23E+04	0,846	3-5-11	2,88E+04	-------	AIDE 6	2,00E-8	1,18	Reporta incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. Halla erróneamente incorporación y E(50) en este período. La contribución previa (P) se encuentra fuera del rango aceptable de la distribución. Como valor de P informa la incorporación total del 1º período. No identifica el último paso de las Guías IDEAS. No usa el valor de SF_B recomendado.
5	4,36E+04	0,000872	4-5-11	3,49E+04	-------	AIDE 6	-------	1,15	Reporta incorporación dentro del rango aceptable de la distribución y E(50) fuera de rango. Posiblemente expresada en Sv. La contribución previa (P) se encuentra fuera del rango aceptable de la distribución. Como valor de P informa la incorporación total del 1º período. No informa valor de e(50). No informa paso de Guías IDEAS.

Cód	Incorp. (Bq)	E(50) mSv	Fecha de Incorp dd-mm-aa	Valor de P (Bq)	Paso Guías IDEAS	Soft. usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Tiroides	Comentarios
6	4,7315E+04	0,94	3-5-11	224	3.5.1	AIDE	2,00E-8	1,15	Reporta incorporación y E(50) dentro del rango aceptable de la distribución.
7	4,686853E+4	0,94	3-5-11	280,7	3.5.1	AIDE	2,00E-8	1,1	Reporta incorporación y E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No usa el valor de SF_B recomendado.
8	8,05E+04	0,885	4-5-11	293	-------	AIDE	1,10E-8	1,15	Reporta incorporación fuera de rango. Reporta E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No es correcto el valor de e(50). No informa paso de Guías IDEAS.
9	7,55E+05	-------	-------	6233	-------	AIDE	1,10E-8	2,06	Reporta incorporación fuera de rango. No informa E(50). No informa fecha de incorporación. La contribución previa (P) se encuentra fuera del rango aceptable de la distribución. No es correcto el valor de e(50). No informa paso de Guías IDEAS. No usa el valor de SF_B recomendado.
10	4,25E+04	0,85	5-4-11	276,7	3.5.1	Manual	2,00E-8	1,25	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No usa el valor de SF_B recomendado.
11	4,29337E+04	0,85	4-5-11	248	3.5.1	AIDE 6	2,00E-8	0	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No usa el valor de SF_B recomendado.
12	4,91E+04	0,98	5-3-11	5,47	-------	AIDE 6	e(50)	1,15	Reporta incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. Fecha incorrecta. La contribución previa (P) se encuentra fuera del rango aceptable de la distribución. No indica el valor de e(50) usado. No informa paso de Guías IDEAS.

Cód	Incorp. (Bq)	E(50) mSv	Fecha de Incorp dd-mm-aa	Valor de P (Bq)	Paso Guías IDEAS	Soft. usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Tiroides	Comentarios
13	4,25E+04	0,85	4-5-11	281	3.5.1	AIDE 6	2,00E-8	1,15	Reporta incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución.
14	4,76E+03	0,105	3-5-11	35	-------	AIDE	2,20E-8	1,15	Reporta incorporación y E(50) fuera del rango aceptable de la distribución. La contribución previa (P) se encuentra fuera del rango aceptable de la distribución. No informa paso de Guías IDEAS. No es correcto en el valor de e(50).
15	4,56E+04	0,90	3-5-11	443	3.5.1	AIDE 2e	2,00E-8	1,15	Reporta incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. La contribución previa (P) se encuentra fuera del rango aceptable de la distribución.
16	4,56E+04	0,912	4-5-11	689	-------	AIDE	2,00E-8	8,98%	Reporta incorporación y E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. La contribución previa (P) se encuentra fuera del rango aceptable de la distribución. No informa paso Guías IDEAS. El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.
17	4,383243E+4	0,8766	05-04-11	96,46	-------	manual	2,00E-8	1,2	Reporta incorporación y E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. Fecha incorrecta. La contribución previa (P) se encuentra fuera del rango aceptable de la distribución. No informa paso Guías IDEAS. No usa el valor de SF_B recomendado.
18	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	No reportó el caso.
19	4,3374E+04	0,86	3-4-11	204	3.5.1	AIDE 6	1,98E-8	1,15	Reporta incorporación y E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. Fecha de incorporación incorrecta.
20	4,55E+04	0,91	3-5-11	233	3.5.1	Manual-Excel	2,00E-8	1,15	Laboratorio Organizador.

<u>4º PERÍODO</u> (11/5/11 -27/5/11)

La media geométrica y la desviación estándar geométrica fueron halladas sin tener en cuenta los resultados identificados como no aceptados. La evaluación estadística es presentada en la tabla 8.

Tabla 8. Valores estadísticos de la incorporación y de E(50) en el 4º período del Caso 1.

Magnitud	Número de resultados dentro del rango aceptable	Códigos de los participantes identificados como No Aceptados	Códigos de los participantes que no reportaron.	Media Geométrica	Desviación Estándar Geométrica
Incorporación de ^{131}I	15	3, 8, 9, 14	18	2,55 E+04 Bq	1,13
E(50)	14	3, 5, 12, 14	9, 18	0,49 mSv	1,08

En la tabla 9 se presentan los resultados de los participantes y la evaluación de desempeño de los mismos mediante el estadístico z:

Tabla 9. Resultados de la evaluación de desempeño de los participantes en el período 4 del caso 1.

Código	Incorporación reportada (Bq)	z	Conclusión	E(50) mSv reportada	z	Conclusión
1	2,38E+04	-0,56	Aceptado	0,48	-0,24	Aceptado
2	2,62E+04	0,24	Aceptado	0,524	0,96	Aceptado
3	3,40E+03	-16,84	No Aceptado	1,12	11,40	No Aceptado
4	2,24E+04	-1,07	Aceptado	0,448	-1,19	Aceptado
5	3,25E+04	2,04	Aceptado	0,00065	-90,98	No Aceptado
6	2,68E+04	0,43	Aceptado	0,53	1,12	Aceptado
7	2,27E+04	-0,96	Aceptado	0,45	-1,13	Aceptado
8	4,39E+04	4,55	No Aceptado	0,483	-0,16	Aceptado
9	2,47E+06	38,24	No Aceptado	--------	-----	No reportado
10	2,18E+04	-1,30	Aceptado	0,44	-1,44	Aceptado
11	2,35E+04	-0,68	Aceptado	0,46	-0,83	Aceptado
12	3,21E+04	1,94	Aceptado	0,64	3,71	No Aceptado
13	2,41E+04	-0,46	Aceptado	0,48	-0,24	Aceptado
14	3,07E+03	-17,69	No Aceptado	0,068	-27,09	No Aceptado
15	2,38E+04	-0,56	Aceptado	0,47	-0,59	Aceptado
16	2,67E+04	0,40	Aceptado	0,534	1,22	Aceptado
17	2,42E+04	-0,43	Aceptado	0,4835	-0,14	Aceptado
19	2,67E+04	0,41	Aceptado	0,53	1,12	Aceptado
20	2,72E+04	0,55	Aceptado	0,544	1,48	Aceptado

En las figuras 9 y 10 se presentan los resultados de la evaluación de desempeño de los participantes mediante el estadístico z.

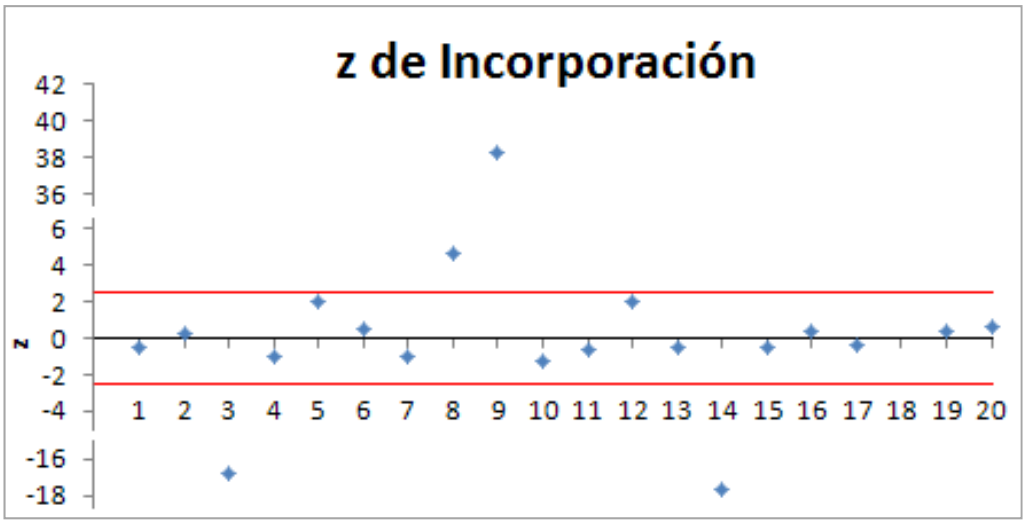


Figura 9. Evaluación z de la incorporación reportada por los participantes en el período 4 del caso 1.

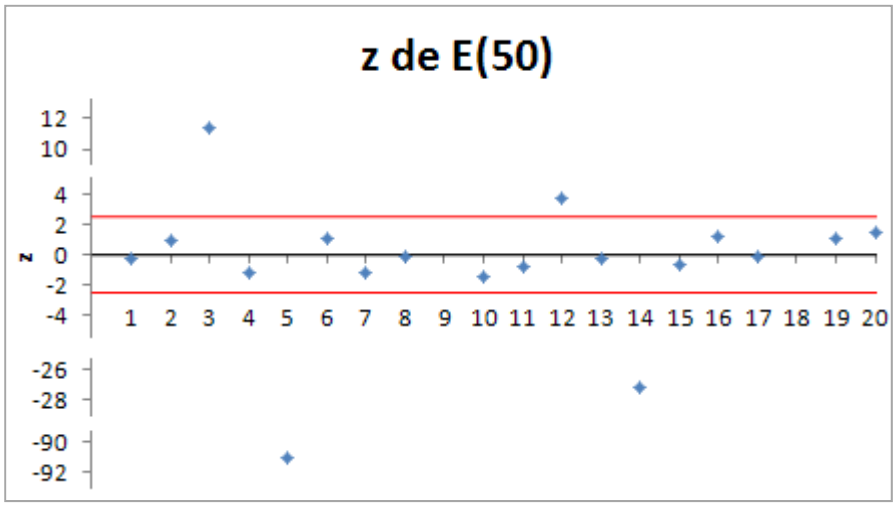


Figura 10. Evaluación z de la dosis E(50) reportada por los participantes en el período 4 del caso 1.

En las figuras 11 y 12 se muestra la relación entre los valores obtenidos por cada participante y la media geométrica calculada para los resultados del 4º período.

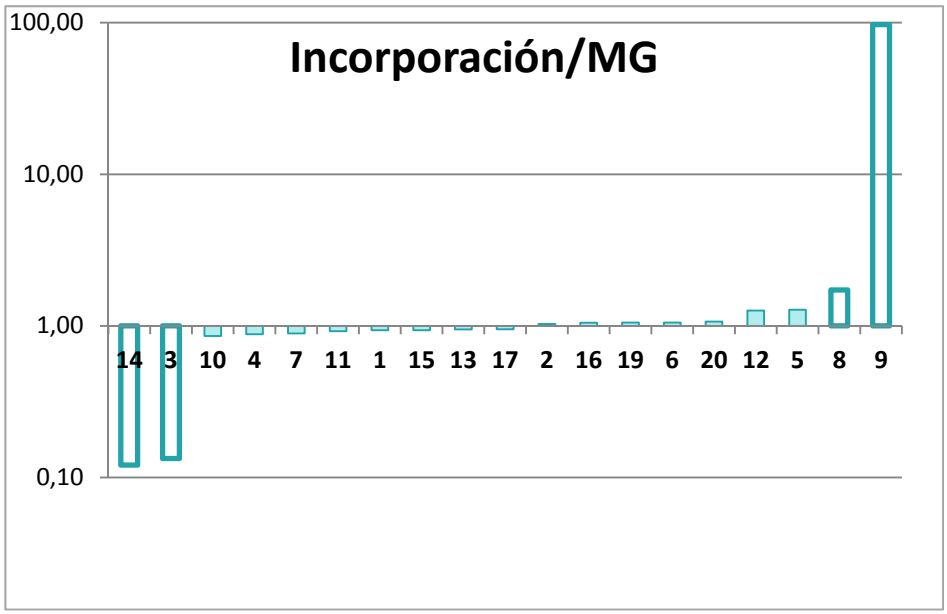


Figura 11. Cociente entre el valor de la incorporación informada por cada participante y la MG calculada para el 4º período del caso 1.

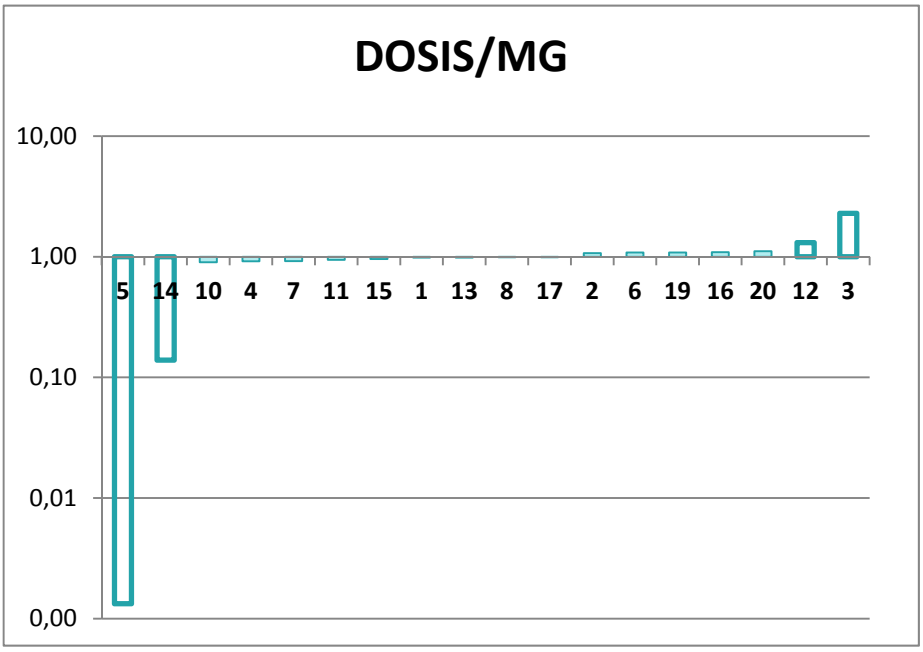


Figura 12. Cociente entre el valor de E(50) informado por cada participante y la MG calculada para el 4º período del caso 1.

En la tabla 10 se presenta lo informado por los participantes y los comentarios de los organizadores para el 4º período.

Tabla 10. Resultados informados por los participantes para el 4º período.

Cód	Incorp. (Bq)	E(50) mSv	Fecha de Incorp. dd-mm-aa	Valor de P (Bq)	Paso Guías IDEAS	Soft. usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Tiroides	Comentarios
1	2,38E+04	0,48	20-5-11	1770	1	Manual-AIDE	2,00E-8	2,68E+03	Reporta incorporación y E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No corresponde paso de Guías IDEAS. El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS. El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.
2	2,62E+04	0,524	19-5-11	1389,37	3,5,1	Manual - Excel	2,00E-8	1,25	Reporta incorporación y E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No usa el valor de SF_B recomendado.
3	3,39543E+4	1,12	11-5-11	1401,58	-------	IMBA	1,98E-8	± 8,98 %	Reporta incorporación y E(50) fuera del rango aceptable de la distribución La fecha de incorporación no es correcta**.** No informa paso de Guías IDEAS. El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.
4	2,24E+04	0,448	19-5-11	4,23E+04	-------	AIDE 6	2,00E-8	1,18	Reporta incorporación y E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. La contribución previa (P) se encuentra fuera del rango aceptable de la distribución. No informa paso de Guías IDEAS. No usa el valor de SF_B recomendado.
5	3,25E+04	0,00065	19-5-11	4,36E+04	-------	AIDE 6	-------	1,15	Reporta incorporación dentro del rango aceptable de la distribución y E(50) fuera de rango. Posiblemente expresada en Sv. La contribución previa (P) se encuentra fuera del rango aceptable de la distribución. Como valor de P informa la incorporación total del 1º período. No informa valor de e(50). No informa paso de Guías IDEAS.
6	2,6793E+04	0,53	18-5-11	1394	3,5,1,	AIDE	2,00E-8	1,15	Reporta incorporación y E(50) dentro del rango aceptable de la distribución.

Cód	Incorp. (Bq)	E(50) mSv	Fecha de Incorp. dd-mm-aa	Valor de P (Bq)	Paso Guías IDEAS	Soft. usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Tiroides	Comentarios
7	2,268219E+4	0,45	19-5-11	1916,36	3,5,1,	AIDE	2,00E-8	1,1	Reporta resultados de incorporación y E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No usa el valor de SF_B recomendado.
8	4,39E+04	0,483	20-5-11	1520	-------	AIDE	1,10E-8	1,15	Reporta incorporación fuera de rango. Reporta E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No es correcto el valor de e(50). No informa paso de Guías IDEAS.
9	2,47E+06	-------	-------	4797	-------	AIDE	1,10E-8	2,06	Reporta incorporación fuera de rango. No informa E(50). No informa fecha de incorporación. La contribución previa (P) se encuentra fuera del rango aceptable de la distribución. No es correcto el valor de e(50). No informa paso de Guías IDEAS. No usa el valor de SF_B recomendado.
10	2,18E+04	0,44	20-5-11	1737,5	3,5,1	manual	2,00E-8	1,25	Reporta resultados de incorporación. y E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No usa el valor de SF_B recomendado.
11	2,34709E+04	0,46	20-5-11	1525,15	3,5,1	AIDE 6	2,00E-8	0	Reporta resultados de incorporación y E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No usa el valor de SF_B recomendado.
12	3,21E+04	0,64	19-5-11	1393,84	-------	AIDE 6	e(50)	1,15	Reporta incorporación dentro del rango aceptable de la distribución, pero E(50) fuera de rango. No indica el valor de e(50) usado. No informa paso de Guías IDEAS.
13	2,41E+04	0,48	19-5-11	1739	3,5,1	AIDE 6	2,00E-8	1,15	Reporta incorporación y E(50) dentro del rango aceptable de la distribución.
14	3,068E+03	0,068	18-5-11	287	-------	AIDE	2,20E-8	1,15	Reporta incorporación y E(50) fuera del rango aceptable de la distribución. La contribución previa (P) se encuentra fuera del rango aceptable de la distribución. No informa paso de Guías IDEAS. No es correcto en el valor de e(50).

Cód	Incorp. (Bq)	E(50) mSv	Fecha de Incorp. dd-mm-aa	Valor de P (Bq)	Paso Guías IDEAS	Soft. usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Tiroides	Comentarios
15	2,38E+04	0,468	19-5-11	1773	3,5,1	AIDE 2e	2,00E-8	1,15	Reporta resultados de incorporación y E(50) dentro del rango aceptable de la distribución.
16	2,67E+04	0,534	19-5-11	-------	-------	AIDE	2,00E-8	8,98%	Reporta resultados de incorporación y E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No informa valor de P. No informa paso de Guías IDEAS. El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.
17	2,417325E+4	0,48346	19-5-11	1727,00	-------	manual	2,00E-8	1,2	Reporta resultados de incorporación y E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No informa paso de Guías IDEAS. No usa el valor de SF_B recomendado.
18	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	No informa resultados.
19	2,6742E+04	0,53	19-5-11	1400	3,5,1	AIDE 6	1,98E-8	1,15	Reporta incorporación y E(50) dentro del rango aceptable de la distribución.
20	2,72E+04	0,544	19-5-11	1344	3,5,1	Manual-Excel	2,00E-8	1,15	Laboratorio Organizador.

5º PERÍODO (27/5/11 -12/6/11)

De acuerdo al procedimiento recomendado por las Guías IDEAS, se concluye que no se está en presencia de una nueva incorporación en este período. Los laboratorios 1, 3, 5, 9, 12, 14 y 19 reportaron incorporación.

En la tabla 11 se presenta lo informado por los participantes y los comentarios de los organizadores para para el 5º período.

Tabla 11. Resultados informados por los participantes para el 5º período.

Cód	Incorp. (Bq)	E(50) mSV	Fecha de Incorp. dd-mm-aa	Valor de P (Bq)	Paso Guías IDEAS	Soft. usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Tiroides	Comentarios
1	3,62E+03	0,07	5-6-11	847	1	Manual-AIDE	2,00E-8	2,68E+03	Halla erróneamente incorporación y dosis en este período. La contribución previa (P) se encuentra fuera del rango aceptable de la distribución. No corresponde paso de Guías IDEAS.
2	-------	-------	-------	1066,4	2.4.1	Manual-Excel	2,00E-8	1,25	El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.

Cód	Incorp. (Bq)	E(50) mSV	Fecha de Incorp. dd-mm-aa	Valor de P (Bq)	Paso Guías IDEAS	Soft. usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Tiroides	Comentarios
3	238,98	7,87E-02	27-05-11	1081,02	-------	IMBA	1,98E-8	± 8,98 %	Halla erróneamente incorporación y dosis en este período. No informa paso de Guías IDEAS. El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.
4	NO	-------	-------	-------	-------	AIDE 6	2,00E-8	1,18	No informa P para este período. No informa paso de Guías IDEAS. El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.
5	7,51E+03	0,00015	3-6-11	32500	-------	AIDE 6	-----	1,15	Halla erróneamente incorporación y dosis en este período. La contribución previa (P) se encuentra fuera del rango aceptable de la distribución. No informa paso de Guías IDEAS. No reporta e(50).
6	0	0	-------	1006	2.4.1	AIDE	2,00E-8	1,15	Aceptado reporte de Incorporación, P y E(50).
7	0	0	-------	1367,56	2.4.1	AIDE	2,00E-8	1,1	El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.
8	0	0	5-6-11	1170	-------	AIDE	1,10E-8	1,15	No identifica último paso Guías IDEAS. No es correcto el valor de e(50).
9	2,89E+06	-------	-------	1320	-------	AIDE	1,10E-8	2,06	Halla erróneamente incorporación en este período. No es correcto el valor de e(50).
10	0	-------	NO	1238,5	2.4.1	manual	2,00E-8	1,25	El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.
11	0	0	-------	1220	2.4.1	AIDE 6	2,00E-8	0	El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.
12	6,04E+04	0,14	4-6-11	1072,71	-------	AIDE 6	e(50)	1,15	Halla erróneamente incorporación y dosis en este período. No identifica último paso Guías IDEAS.
13	0	0	-------	1263	2.4.1	AIDE 6	2,00E-8	1,15	Aceptado reporte de Incorporación, P y E(50).

Cód	Incorp. (Bq)	E(50) mSV	Fecha de Incorp. dd-mm-aa	Valor de P (Bq)	Paso Guías IDEAS	Soft. usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Tiroides	Comentarios
14	7,22E+02	0,016	3-6-11	201	-------	AIDE	2,20E-8	1,15	Halla erróneamente incorporación y dosis en este período. La contribución previa (P) se encuentra fuera del rango aceptable de la distribución. No identifica último paso Guías IDEAS. No es correcto el valor de e(50).
15	0	0	NO	2124	2.4.1	AIDE 2e	2,00E-8	1,15	La contribución previa (P) se encuentra fuera del rango aceptable de la distribución.
16	-------	-------	-------	-------	-------	AIDE	2,00E-8	8,98%	No informa contribución previa (P) para este período. No identifica último paso Guías IDEAS. El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.
17	0	0	NO	-------	-------	manual	2,00E-8	1,2	No informa valor de P. No identifica último paso Guías IDEAS. El valor de SF_B informado no se corresponde con el recomendado por las Guías IDEAS.
18	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	No informa resultados.
19	1,916E+3	0,04	4-6-11	1077	3.5.1	AIDE 6	1,98E-8	1,15	Halla erróneamente incorporación y dosis en este período. No corresponde paso de Guías IDEAS.
20	0	0	NO	1076	2.4.1	Manual-Excel	2,00E-8	1,15	Laboratorio Organizador.

4.2.2 Caso 2: Incorporación única de ^{131}I

El caso fue evaluado por 18 participantes de 20 (90%). El caso se describe en el Anexo 2. La media geométrica y la desviación estándar geométrica fueron halladas sin tener en cuenta los resultados identificados como no aceptados. La evaluación estadística se presenta en la tabla 12.

Tabla 12. Valores estadísticos de la incorporación y de E(50) del caso 2.

Magnitud	Número de resultados dentro del rango aceptable	Códigos de los participantes identificados como no aceptados	Códigos de los participantes que no reportaron	Media Geométrica	Desviación Estándar Geométrica
Incorporación de ^{131}I	17	12	6, 18	3,5E+05 Bq	1,37
E(50)	15	2, 3, 9	6, 18	6,59 mSv	1,12

En la tabla 13 se presentan los resultados de los participantes y la evaluación de desempeño de los mismos mediante el estadístico z:

Tabla 13. Resultados de la evaluación de desempeño de los participantes.

Código	Incorp. (Bq)	z	Conclusión	E(50) (mSv)	z	Conclusión
1	2,93E+05	-0,6	Aceptado	5,85	-1,06	Aceptado
2	4,43E+05	0,7	Aceptado	4,01	-4,43	No Aceptado
3	7,47E+05	2,4	Aceptado	14,80	7,22	No Aceptado
4	3,29E+05	-0,2	Aceptado	6,57	-0,02	Aceptado
5	3,54E+05	0,03	Aceptado	7,09	0,65	Aceptado
7	3,78E+05	0,2	Aceptado	7,56	1,23	Aceptado
8	6,61E+05	2,0	Aceptado	7,27	0,88	Aceptado
9	1,97E+05	-1,8	Aceptado	2,16	-9,95	No Aceptado
10	2,91E+05	-0,6	Aceptado	5,83	-1,09	Aceptado
11	2,93E+05	-0,6	Aceptado	5,80	-1,14	Aceptado
12	3,18E+04	-7,5	No Aceptado	6,36	-0,31	Aceptado
13	2,94E+05	-0,6	Aceptado	5,90	-0,98	Aceptado
14	2,94E+05	-0,6	Aceptado	6,47	-0,16	Aceptado
15	4,09E+05	0,5	Aceptado	8,19	1,94	Aceptado
16	3,52E+05	0,01	Aceptado	7,05	0,60	Aceptado
17	2,92E+05	-0,574	Aceptado	5,84	-1,07	Aceptado
19	3,55E+05	0,040	Aceptado	7	0,54	Aceptado
20	2,97E+05	-0,5	Aceptado	5,94	-0,93	Aceptado

En las figuras 13 y 14 se presentan los resultados de la evaluación de desempeño de los participantes mediante el estadístico z.

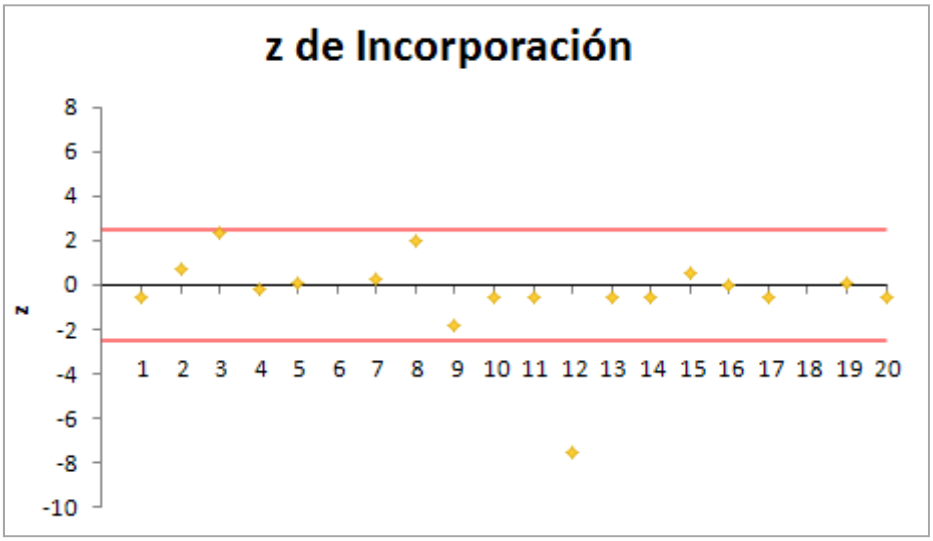


Figura 13. Evaluación z de la incorporación reportada por los participantes para el caso 2.

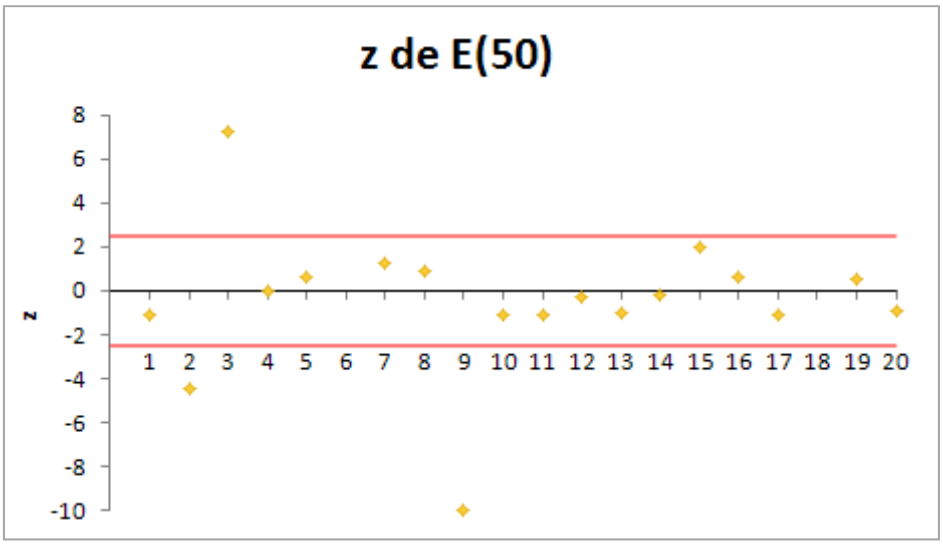


Figura 14. Evaluación z de la dosis E(50) reportada por los participantes para caso 2.

En la figura 15 se muestra el cociente entre los valores reportados de Incorporación (Bq) por cada participante y la media geométrica calculada.

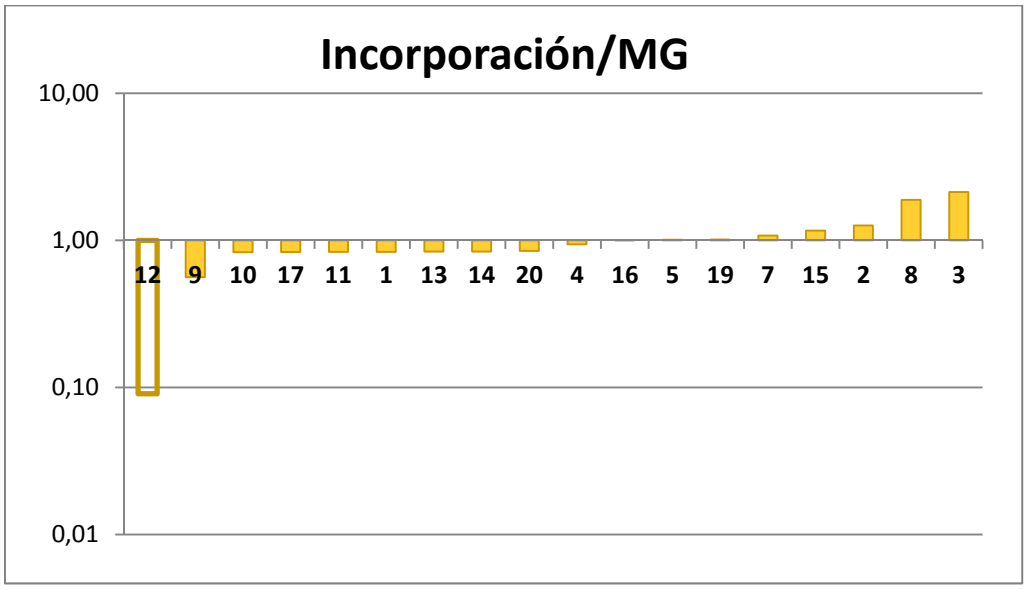


Figura 15. Cociente entre el valor de Incorporación (Bq) informado por cada participante y la MG calculada.

En la figura 16 se muestra el cociente entre los valores reportados de E (50) (mSv) por cada participante y la media geométrica calculada.

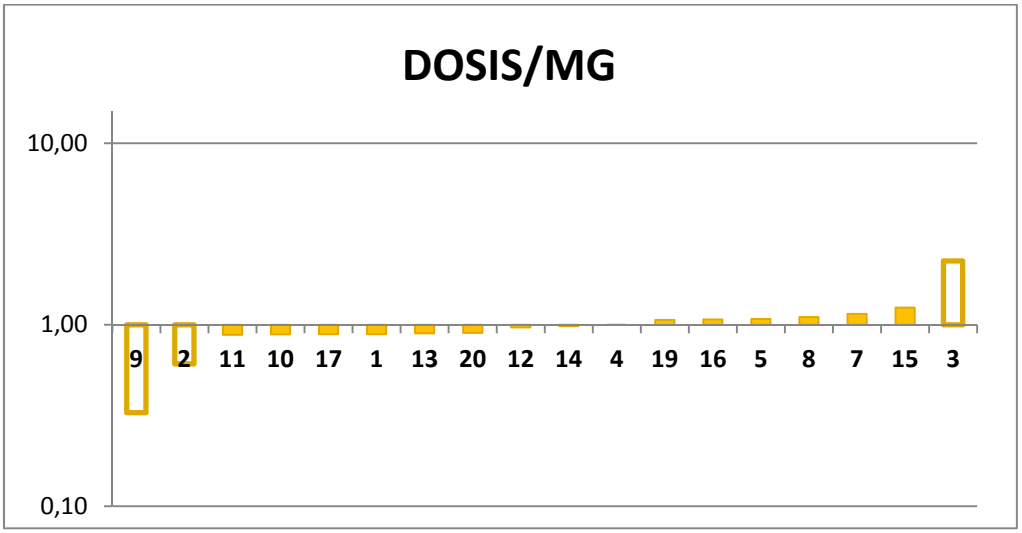


Figura 16. Cociente entre el valor de E(50) (mSv) informado por cada participante y la MG calculada.

En la tabla 14 se presenta lo informado por los participantes y los comentarios de los organizadores para el caso 2.

Tabla 14. Resultados informados por los participantes para el caso 2.

Cód.	Incorporación (Bq)	E(50) mSv	Fecha de incorpor. dd-mm-aa	PASO Guías IDEAS	Soft. usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Tiroides	SF_B orina	Datos usados orina /Tir.	Comentarios
1	2,93E+05	5,85	7-11-12	2	Manual-AIDE	2,00E-08	3,46E+04	8,25E+04	2/3	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No corresponde paso de Guías IDEAS. Los valores de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.
2	4,43E+05	4,01	4-11-12	----	DOSINT / CNSNS	----	----	----	1/3	El valor de la incorporación está dentro del rango de la distribución. El valor de E(50) está fuera del rango. No identifica el último paso de las Guías IDEAS. No informa el valor de e(50) usado. No informa los valores de SF_B. Excluye un dato de orina.
3	7,47E+05	14,8	27-10-12	----	IMBA	1,98E-08	± 11,93 %	± 25,50 %	2/3	El valor de la incorporación está dentro del rango de la distribución. El valor de E(50) está fuera del rango. Fecha de incorporación incorrecta. No identifica el último paso de las Guías IDEAS. Los valores de SF_B informado no se corresponden con las definiciones de las Guías IDEAS.
4	3,29E+05	6,57	3-11-12	----	AIDE 6	2,00E-08	1,18	1,10	2/3	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No identifica el último paso de las Guías IDEAS. No usa el valor recomendado para SF_B de tiroides.

Cód.	Incorporación (Bq)	E(50) mSv	Fecha de incorpor. dd-mm-aa	PASO Guías IDEAS	Soft. usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Tiroides	SF_B orina	Datos usados orina /Tir.	Comentarios
5	3,54E+05	7,09	2-11-12	---	AIDE 6	---	1,15	1,15	2/2	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No identifica el último paso de las Guías IDEAS. No informa el valor de e(50) usado. No usa el valor recomendado para SF_B de orina Excluye un dato de tiroides.
6	---------	-----	----	----	-----	----	----	----	---	No reportó el caso.
7	3,78E+05	7,56	3-11-12	5.7.1	AIDE	2,00E-08	2,29	----	0/1	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No corresponde el último paso de las Guías IDEAS. Utiliza solo 1 dato de los 3 de tiroides y no utiliza los datos de orina. No usa el valor recomendado para SF_B tiroides.
8	6,61E+05	7,27	4-11-12	-----	AIDE	1,1E-08	1,15	1,15	0/3	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No identifica el último paso de las Guías IDEAS. El valor de e(50) no es correcto (usa el de iodo aerosol). No usa el valor recomendado de SF_B de orina. No utiliza los datos de orina.
9	1,97E+05	2,16	----	2	AIDE	1,10E-08	2,06	1,10	2/2	El valor de la incorporación está dentro del rango de la distribución. El valor de E(50) está fuera del rango. No identifica la fecha de incorporación. No corresponde el último paso de las Guías IDEAS. El valor de e(50) no es correcto (usa el de iodo aerosol). No usa el valor recomendado de SF_B de tiroides. Descarta un dato de tiroides.
10	2,91E+05	5,83	7-11-12	5.12.3	AIDE 6	2,00E-08	1,25	1,10	2/3	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No usa el valor recomendado de SF_B de tiroides.
11	2,93E+05	5,80	6-11-12	5.11.3	AIDE	1,98E-08	0	0	2/3	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No corresponde paso de Guías IDEAS. El valor de los SF_B informado no son los recomendados por las Guías IDEAS.
12	3,18E+04	6,36	3-11-12	---	AIDE 6	e(50)	0	0	2/2	El valor de la incorporación está fuera del rango de la distribución. El valor de E(50) está dentro del rango aceptable. No identifica el último paso de las Guías IDEAS. No reporta el valor del e(50). El valor de los SF_B informado no son los recomendados por las Guías IDEAS. Descarta un dato de tiroides.
13	2,94E+05	5,90	6 -11-12	5.12.3	AIDE 6	2,00E-08	1,15	1,1	2/3	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución.
14	2,94E+05	6,47	6-11-12	7.15	AIDE	2,20E-08	1,15	1,6	2/3	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. Identifica erróneamente el último paso de las Guías IDEAS. El valor del e(50) no es correcto No usa valor recomendado de SF_B orina.

Cód.	Incorporación (Bq)	E(50) mSv	Fecha de incorpor. dd-mm-aa	PASO Guías IDEAS	Soft. usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Tiroides	SF_B orina	Datos usados orina /Tir.	Comentarios
15	4,09E+05	8,19	2-11-12	5.15	AIDE 2e	2,00E-08	1,17	1,15	2/3	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. Identifica erróneamente el último paso de las Guías IDEAS. No usa valores recomendados SF_B.
16	3,52E+05	7,05	4-11-12	---	AIDE	2,00E-08	11,90%	23,41%	2/3	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No identifica el último paso de las Guías IDEAS. Los valores de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.
17	2,92E+05	5,84	6-11-12	---	Manual	2,00E-08	1,2	---	0/3	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No identifica el último paso de las Guías IDEAS. No usa los valores recomendados de los SF_B. No utiliza los datos de orina
18	----	---	---	---	---	---	---	---	---	No reportó el caso.
19	3,55E+05	7	4-11-12	---	AIDE 6	1,98E-08	1,15	1,15	2/3	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No identifica el último paso de las Guías IDEAS. No usa el valor recomendado de SF_B orina.
20	2,97E+05	5,94	6 -11-12	5.12.3	Manual Excel	2,00E-08	1,15	1,10	2/3	Laboratorio Organizador.

4.2.3 Caso 3: Incorporación única de ^{137}Cs

El caso fue evaluado por 15 participantes de 20 (75%). El caso se describe en el Anexo 2.

La media geométrica y la desviación estándar geométrica fueron halladas sin tener en cuenta los resultados identificados como no aceptados. La evaluación estadística se presenta en la tabla 15.

Tabla 15. Valores estadísticos de la incorporación y de E(50) de ^{137}Cs

Magnitud	Número de resultados dentro del rango aceptable	Códigos de los participantes identificados como No Aceptados	Códigos de los participantes que no reportaron	Media Geométrica	Desviación Estándar Geométrica
Incorporación de ^{137}Cs	12	2,7,14	1,5,12,18,19	6,86E+05 Bq	1,02
E(50)	12	2,7,14	1,5,12,18,19	4,60 mSv	1,02

En la tabla 16 se presentan los resultados de los participantes y la evaluación de desempeño de los mismos mediante el estadístico z:

Tabla 16. Resultados de la evaluación de desempeño de los participantes en el caso 3.

Código	Incorporación reportada (Bq)	z	Conclusión	E(50) mSv reportada	z	Conclusión
2	5,03E+05	-18,3	No Aceptado	4,27	-4,25	No Aceptado
3	6,98E+05	1,1	Aceptado	4,68	0,95	Aceptado
4	6,87E+05	0,1	Aceptado	4,60	-0,03	Aceptado
6	6,95E+05	0,8	Aceptado	4,66	0,71	Aceptado
7	7,54E+05	5,6	No Aceptado	5,05	5,26	No Aceptado
8	6,88E+05	0,2	Aceptado	4,61	0,09	Aceptado
9	6,76E+05	-0,8	Aceptado	4,53	-0,90	Aceptado
10	6,87E+05	0,1	Aceptado	4,61	0,09	Aceptado
11	6,62E+05	-2,1	Aceptado	4,45	-1,91	Aceptado
13	6,87E+05	0,1	Aceptado	4,60	-0,03	Aceptado
14	5,43E+05	-13,8	No Aceptado	3,65	-13,14	No Aceptado
15	6,91E+05	0,5	Aceptado	4,71	1,31	Aceptado
16	7,00E+05	1,2	Aceptado	4,69	1,07	Aceptado
17	6,91E+05	0,5	Aceptado	4,63	0,33	Aceptado
20	6,65E+05	-1,8	Aceptado	4,46	-1,84	Aceptado

En las figuras 17 y 18 se presentan los resultados de la evaluación de desempeño de los participantes mediante el estadístico z.

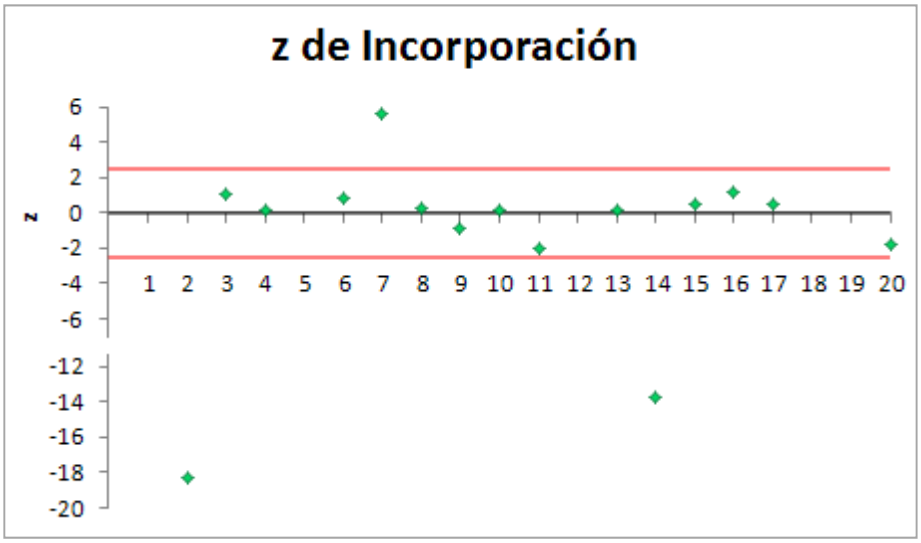


Figura 17. Evaluación z de la incorporación reportada por los participantes para el caso 3.

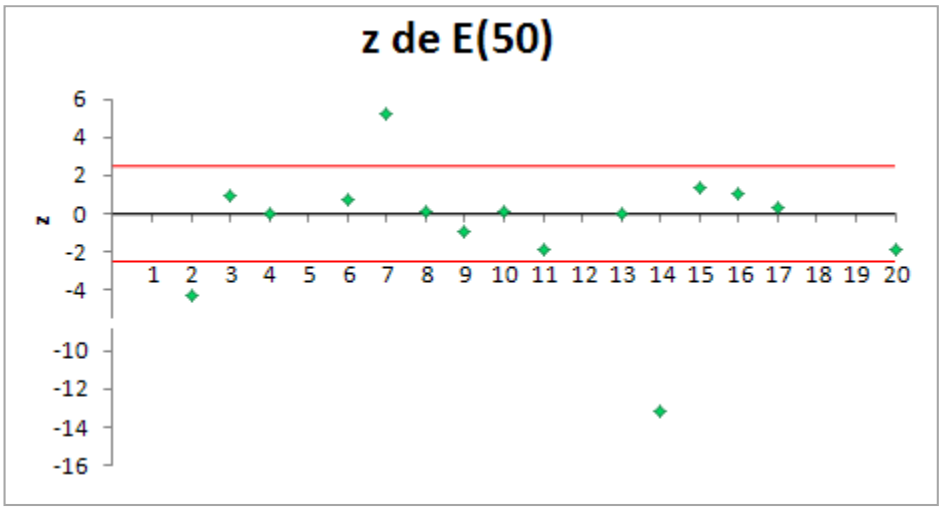


Figura 18. Evaluación z de la dosis E(50) reportada por los participantes para caso 3.

En las figuras 19 y 20 se muestra el cociente entre los valores obtenidos por cada participante y la media geométrica calculada para los resultados del caso 3.

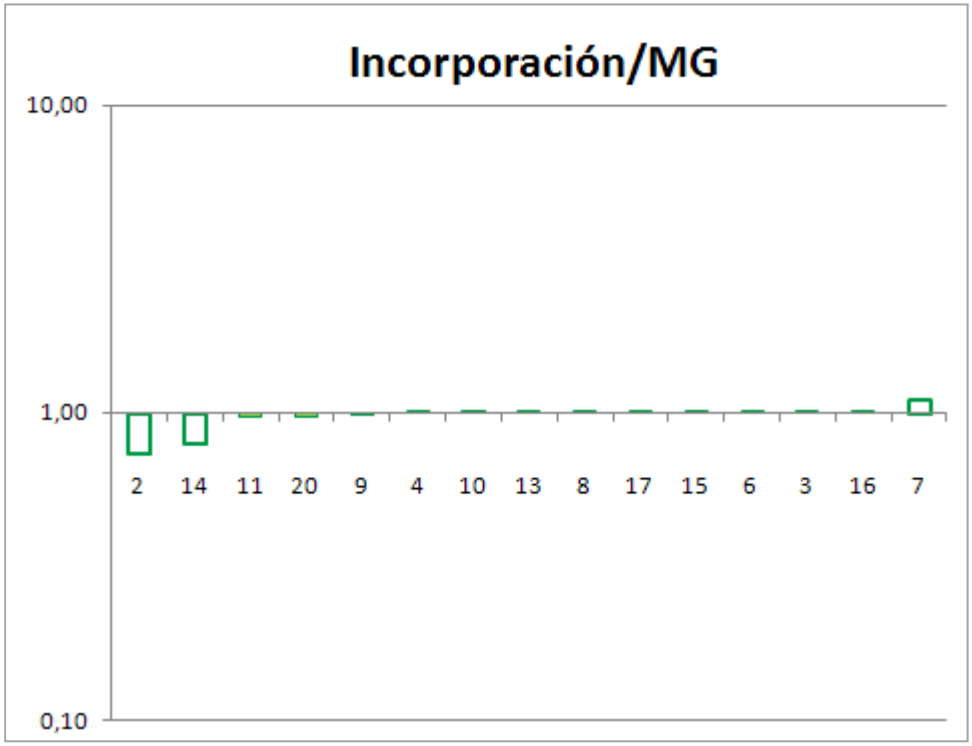


Figura 19. Cociente entre el valor de la incorporación reportada por cada participante y la MG calculada para el caso 3.

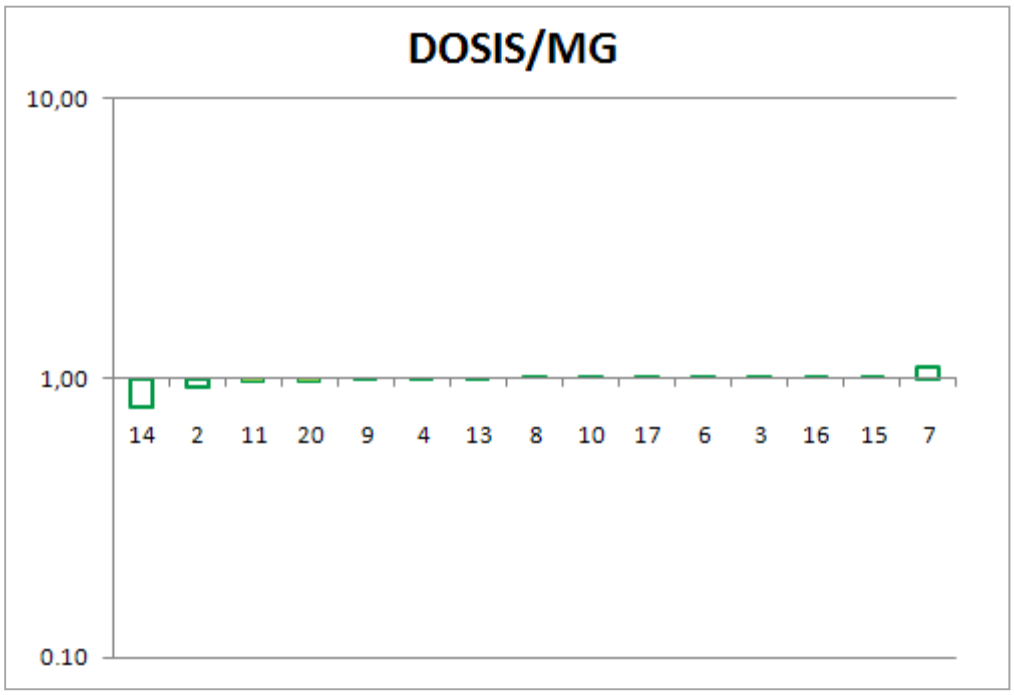


Figura 20. Cociente entre el valor de E(50) informado por cada participante y la MG calculada para el caso 3.

En la tabla 17 se presenta lo informado por los participantes y los comentarios de los organizadores.

Tabla 17. Resultados informados por los participantes para el caso 3.

Cód	Incorporación (Bq)	E(50) mSv	¿Todos los datos fueron usados?	Datos usados Orina /Todo el cuerpo	PASO Guías IDEAS	Software usado	e(50) Sv/Bq	SF_B orina	SF_B WB	Comentario
1	-------	-------	-------	--------	-------	-------	-------	-------	------	No reportó el caso.
2	5,03E+05	4,270	Si	3/4	-------	Programa DOSINT / CNSNS	------	------	-----	Reporta resultados de incorporación y de E(50) fuera del rango aceptable de la distribución. No descarta el segundo dato de medición de Todo el cuerpo que es considerado outlier. No identifica el último paso de las guías IDEAS. No reporta que coeficiente de dosis e (50). No informa los valores de SF_B.
3	6,98E+05	4,68	No *"la medición del día 2 no es representativa"*	3/3	-------	IMBA	6,71E-9	± 10,33 %	± 9,51 %	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No identifica el último paso de las guías IDEAS. Los valores de SF_B informados no se corresponden con las definiciones de las Guías IDEAS.
4	6,87E+05	4,60	No. *"el segundo no es compatible con ICRP 78 (tabla a.7.12), puede ser medición errónea"*	3/3	-------	AIDE 6	6,7E-9	1,10	1,18	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. Excluye correctamente el segundo dato de medición de WB pero no aplica el criterio de Guías IDEAS. No identifica el último paso de las guías IDEAS. No usa el valor recomendado para el SF_B del cuerpo entero.

Cód	Incorporación (Bq)	E(50) mSv	¿Todos los datos fueron usados?	Datos usados Orina /Todo el cuerpo	PASO Guías IDEAS	Software usado	e(50) Sv/Bq	SF_B orina	SF_B WB	Comentario
5	-------	-------	-------	-----	-------	-------	-------	-------	------	No reportó el caso.
6	6,95E+05	4,66	No *"More than a factor of SF3 away from the trend of the other data"*	3/3	7.15	Manual	6,7E-9	1,6	1,15	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No corresponde el paso de Guías IDEAS. No usa el valor recomendado para el SF_B de orina.
7	7,54E+05	5,05	No *"orina: fue utilizado el método in vivo* *"Todo el cuerpo: proviene de la incorporación inicial"*	0/1	5.11.3	AIDE	6,7E-9	-------	2,06	Reporta resultados de incorporación y de E(50) fuera del rango aceptable de la distribución. No usa los valores recomendados para los SF_B.
8	6,88E+05	4,61	No *"Según los valores medidos en los cuatro días la segunda medida no es confiable"*	3/3	-------	AIDE	6,7E-9	1,1	1,15	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución . No identifica el último paso de las guías IDEAS.
9	6,76E+05	4,53	Si	3/4	2	AIDE	6,7E-9	1,1	2,06	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No corresponde paso de Guías IDEAS. No usa el valor recomendado de SF_B todo el cuerpo.
10	6,87E+05	4,61	No " *dato del día 2 excluido por ajustarse al modelo biocinético"*	3/3	5.11.3	AIDE	6,7E-9	1,1	1,15	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución.
11	6,62E+05	4,45	No "*Se excluyó el primero por presencia de contaminación superficial y se excluyó el segundo porque la incertidumbre de la medida es muy grande"*	3/2	5.11.3	AIDE	6,72E-9	0	0	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. Los valores de SF_B no son los recomendados por las Guías IDEAS.
12	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	------	No reportó el caso

Cód	Incorporación (Bq)	E(50) mSv	¿Todos los datos fueron usados?	Datos usados Orina /Todo el cuerpo	PASO Guías IDEAS	Software usado	e(50) Sv/Bq	SF_B orina	SF_B WB	Comentario
13	6,87E+05	4,60	No *"Los 110 kBq medidos el segundo día no se ajustan al modelo según IDEAS Guidelines 2.0 (< 3SF)"*	3/3	5.11.3	AIDE 6	6,7E-9	1,1	1,15	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución.
14	5,43E+05	3,65	Si	3/4	7.15	AIDE	6,72E-9	1,6	1,15	Reporta resultados de incorporación y de E(50) fuera del rango aceptable de la distribución. No corresponde paso de Guías IDEAS. No usa el valor recomendado de SF_B orina.
15	6,91E+05	4,71	No *"excluí valor día 2 no ajustaba al modelo"*	3/3	5.11.3	AIDE 2e	6,7E-9	1,15	1,15	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No usa el valor recomendado de SF_B orina.
16	7,00E+05	4,69	No *"mejor ajuste del mod biocinético"*	3/3	-------	AIDE	6,7E-9	10%	9,65%	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No identifica el último paso de las guías IDEAS. Los valores de SF_B informados no se corresponden con las definiciones de las Guías IDEAS.
17	6,91E+05	4,629	No *"la incorporación calculada correspondiente a la medición 2, difería de manera significativa"*	3/3	-------	Manual	6,7E-9	-----	1,2	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No identifica el último paso de las guías IDEAS. No usa los valores recomendados de los SF_B.
18	-------	------	--------	-------	-------	-------	-------	----	----	No reportó el caso.
19	-------	------	--------	-------	-------	-------	-------	----	----	No reportó el caso.
20	6,65E+05	4,46	No *"se excluye el segundo dato de cuerpo entero por apartarse de la tendencia en un factor > SF [3] (Guías IDEAS: 6.1"*	3/3	5.11.3	Manual excel	6,7E-9	1,10	1,15	Laboratorio Organizador

4.2.4 Caso 4: Inhalación aguda de ^{3}H

El caso fue evaluado por 11 participantes de 20 (55%). El caso se describe en el Anexo 2. La media geométrica y la desviación estándar geométrica fueron halladas sin tener en cuenta los resultados identificados como no aceptados. La evaluación estadística se presenta en la tabla 18.

Tabla 18. Valores estadísticos de la incorporación y de E(50) del caso 4.

Magnitud	Número de resultados dentro del rango aceptable	Códigos de los participantes identificados como outliers	Códigos de los participantes que no reportaron	Media Geométrica	Desviación Estándar Geométrica
E(50)	7	2, 4, 15, 16	1, 3, 5, 8, 10, 12, 17, 18,19	11,90 mSv	1,09

En la tabla 19 se presentan los resultados de los participantes y la evaluación de desempeño de los mismos mediante el estadístico z:

Tabla 19. Resultados de la evaluación de desempeño de los participantes en el caso 4.

Código	E(50) (mSv)	z	Conclusión
2	19,31	5,16	No Aceptado
4	115,2	24,29	No Aceptado
6	11,5	-0,38	Aceptado
7	10,97	-0,89	Aceptado
9	12	0,07	Aceptado
11	13,54	1,36	Aceptado
13	11,00	-0,86	Aceptado
14	9,46	-2,47	Aceptado
15	0,78	-29,19	No Aceptado
16	17,6	4,17	No Aceptado
20	12,7	0,68	Aceptado

En la figura 21 se presentan los resultados de la evaluación de desempeño de los participantes mediante el estadístico z.

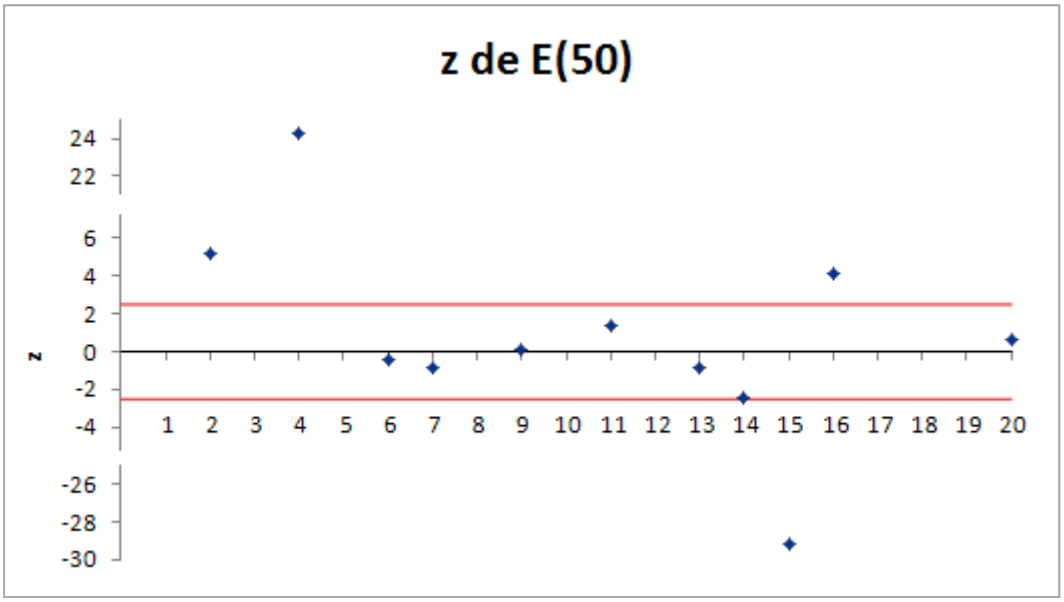


Figura 21. Evaluación z de la dosis E(50) reportada por los participantes para caso 4.

En la figura 22 se muestra el cociente entre los valores reportados de E (50) (mSv) por cada participante y la media geométrica calculada.

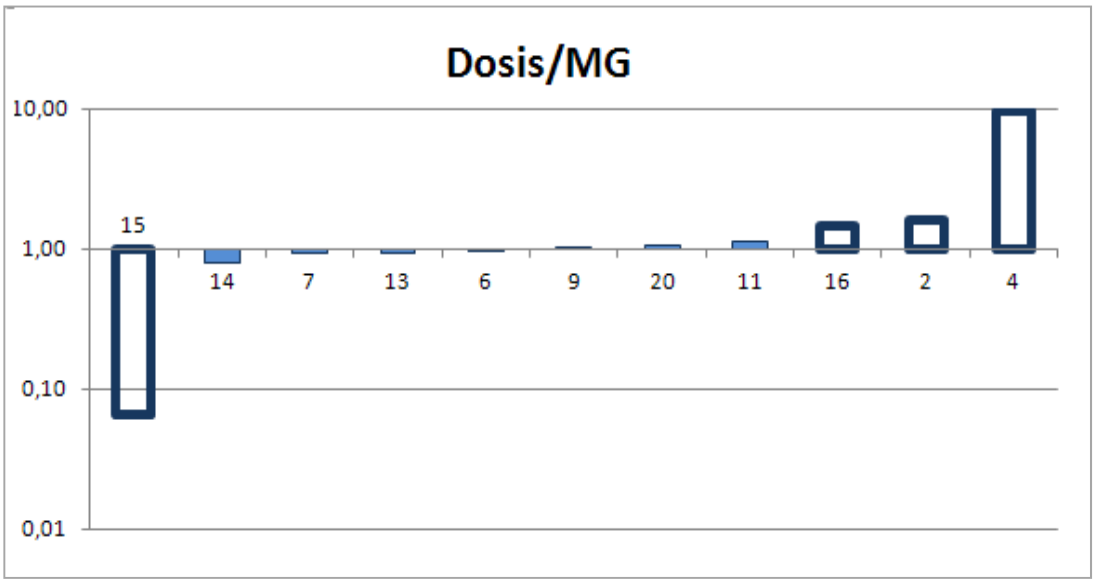


Figura 22. Cociente entre el valor de E(50) (mSv) informado por cada participante y la MG calculada

En la tabla 20 se presenta lo informado por los participantes y los comentarios de los organizadores para el 1º período.

Tabla 20. Resultados informados por los participantes.

Cód	E(50) mSv	Metodología	Software usado	Referencia SEE	SEE (Sv/des)	Datos de orina usados	Aplicó Extrapo-lación	Comentarios
1	------	------	------	------	------	------	------	No reportó el caso.
2	19,31	------	Programa DOSINT/ CNSNS	------	------	18 *"se excluyó el primer dato porque el DOSINT solo consi-dera días completos"*	No	Reporta E(50) fuera del rango aceptable de la distribución. No especifica la metodología usada. No indica ni la referencia ni el valor de SEE.
3	------	------	------	------	------	------	------	No reportó el caso.
4	115,2	Directa IDEAS	Manual	Guías IDEAS	1,26E-17	19	No	Reporta E(50) fuera del rango aceptable de la distribución.
5	------	------	------	------	------	------	------	No reportó el caso.
6	11,5	IDEAS	Manual	Guías IDEAS	1,26E-17	19	Si	Reporta E(50) dentro del rango aceptable de la distribución.
7	10,97	Evaluación Dosis Directa	Manual	Guías IDEAS	1,27E-17	19	No	Reporta E(50) dentro del rango aceptable de la distribución.

Cód	E(50) mSv	Metodología	Software usado	Referencia SEE	SEE (Sv/des)	Datos de orina usados	Aplicó Extrapo-lación	Comentarios
8	------	------	------	------	------	------	------	No reportó el caso
9	12	H-3t	AIDE	Guías IDEAS	1,80E-11	18 *"se excluye el primero, t=o no es posible ingresar al programa*"	Si a un año	Reporta E(50) dentro del rango aceptable de la distribución No utiliza el método de Evaluación de dosis por integración directa. recomendado por las guías IDEAS El valor de SEE reportado no es correcto.
10	------	------	------	------	------	------	------	No reportó el caso
11	13,54	Cálculo del valor de U para los primeros 20 días por integración trapezoidal. para el resto de días hasta 50 años el cálculo de U a través del modelo cinético del ICRP 67	MATLAB y AIDE	Calculado según la metodología del ICRP 30 y phantom ORNL	1,32E-17	19	Si	Reporta E(50) dentro del rango aceptable de la distribución.
12	------	------	------	------	------	------	------	No reportó el caso.
13	11,00	Método Directo	Origin 6	IDEAS Guidelines 2.0	1,26E-17	19	Si	Reporta E(50) dentro del rango aceptable de la distribución.
14	9,46	IDEAS	AIDE	Guías IDEAS	1,26E-17	19	No	Reporta E(50) dentro del rango aceptable de la distribución.
15	0,78	Direct Dose Assessment	Graph	Guías IDEAS	1,26E-17	19	No	Reporta E(50) fuera del rango aceptable de la distribución.
16	17,6	ICRP 78	AIDE	------	------	18	No	Reporta E(50) fuera del rango aceptable de la distribución. No utiliza el método de Evaluación de dosis por integración directa recomendado por las guías IDEAS. Descarta sin explicación un dato de medición.
17	------	------	------	------	------	------	------	No reportó el caso.
18	------	------	------	------	------	------	------	No reportó el caso.

Cód	E(50) mSv	Metodología	Software usado	Referencia SEE	SEE (Sv/des)	Datos de orina usados	Aplicó Extrapo-lación	Comentarios
19	------	------	------	------	------	------	------	No reportó el caso.
20	12,7	Evaluación de dosis por integración directa – Guías IDEAS	Manual Excel	Guías IDEAS	1,26E-17	19	Si	Laboratorio orga-nizador

5 CONCLUSIONES GENERALES

El análisis realizado en el presente informe demuestra que los resultados reportados por la mayoría de los laboratorios participantes son satisfactorios. No todos los participantes se ajustaron a las Guías IDEAS, algunos lo hicieron parcialmente o realizaron una evaluación propia. Se observa dificultad en la interpretación y aplicación de los Factores de Dispersión (SF). En particular, aquellos participantes que han aplicado los criterios vigentes para la evaluación de la exposición interna, publicados por el grupo europeo de dosimetría (EURADOS) "IDEAS Guidelines for the Estimation of Committed Doses from Incorporaction Monitoring Data" evidencian resultados dentro del rango aceptable de la distribución.

De los 19 participantes 9 informaron los 4 casos; 5 participantes informaron tres casos y 4 informaron solo 2 casos. Un participante no reportó ningún caso.

Las conclusiones particulares correspondientes a cada caso se presentan a continuación:

CASO 1:

Fue reportado por 19 participantes.

En el 1º período, 16 participantes informaron la incorporación dentro del rango aceptable, y 15 lo hicieron con el valor de E(50). Los restantes fueron considerados *outliers.*

En el 2º período, en el cual no se registra incorporación, 3 laboratorios, erróneamente encontraron incorporación.

Un participante no informó resultados.

En el 3º período, 15 participantes informaron la incorporación dentro del rango aceptable, y 15 lo hicieron con el valor de E(50). Los restantes fueron considerados *outliers*.

Un participante no informó resultado de incorporación y 2 no informaron E(50).

En el 4º período, 15 participantes informaron la incorporación dentro del rango aceptable, y 14 lo hicieron con el valor de E(50). Los restantes fueron considerados *outliers*.

Un participante no informó resultado de incorporación y 2 no informaron E(50).

En el 5º período, en el cual no se registra incorporación, 7 laboratorios, erróneamente encontraron incorporación.

Un participante no informó resultados.

CASO 2:

Fue reportado por 18 participantes.

17 participantes informaron la incorporación dentro del rango aceptable, y 15 lo hicieron con el valor de E(50). Los restantes fueron considerados *outliers*.

2 participantes no informaron resultados.

CASO 3:

Fue reportado por 15 participantes.

12 participantes informaron la incorporación y el valor de E(50) dentro del rango aceptable, Los restantes fueron considerados *outliers*.

5 participantes no informaron resultados.

CASO 4:

Fue reportado por 11 participantes.

Informaron resultados dentro del rango aceptable, 7 participantes. Los restantes fueron considerados *outliers*.

9 participantes no informaron resultados.

6 RECOMENDACIONES

De lo discutido en la Reunión del Proyecto RLA 9/066 (La Habana-Diciembre de 2013) surgen las siguientes recomendaciones:

- Realización de ejercicios periódicos de intercomparación de cálculo de dosis.
- Realización de talleres de discusión de los resultados de las intercomparaciones.
- Traducción de las Guías IDEAS al español.
- Organización de un Curso Regional Avanzado de Dosimetría Interna basado en las Guías IDEAS.
- Desarrollo de un software que facilite la implementación de las Guías IDEAS.

Estas recomendaciones permitirán mantener actualizados los conocimientos sobre la aplicación de las Guías IDEAS entre los especialistas en dosimetría interna de la Región. Esto contribuirá al aseguramiento de la calidad de los resultados de la evaluación del monitoreo individual de los trabajadores expuestos a fuentes abiertas.

7 REFERENCIAS

[1] Doerfel, H., Andrasi, A., Bailey, M.R., Birchall, A., Castellani, C.-M., Hurtgen, C., Jarvis N., Johansson, L., LeGuen, B., Tarroni, G., Third European Intercomparison Exercise on Internal Dose Assessment, Forschungszentrum Karlsruhe, Report FZKA 6457, April 2000.

[2] Hurtgen C., Andrasi A., Bailey M.R., Birchall A., Blanchardon E., Berkovski V., Castellani C.M., Cruz-Suarez R., Davis K., Doerfel H., LeGuen B., Malatova I., Marsh J., Zeger J.. IDEAS / IAEA Intercomparison Exercise on Internal Dose Assessment, REPORT SCK.CEN-BLG-1018, October 2005.

ANEXO 1:
Descripción de Casos

CASO 1: Incorporación repetida de ^{131}I

DESCRIPCIÓN DEL CASO

DESCRIPCIÓN DEL ÁREA DE TRABAJO

Centro de medicina nuclear.

CARACTERÍSTICA DEL TRABAJO

Fraccionamiento de ^{131}I para diagnóstico y tratamiento de patología tiroidea.

RAZONES PARA MONITOREAR; EVENTO INICIAL

Monitoreo rutinario: el personal es monitoreado por medición de carga de tiroides cada 15 días

ACCIONES TOMADAS

Una persona comienza su trabajo con material radiactivo (^{131}I) el 25 de Marzo de 2011. Durante su trabajo no fue registrado ningún suceso anómalo.

INFORMACIÓN ADICIONAL

FORMA QUÍMICA

Iodo elemental (I_2)

CARACTERÍSTICAS FÍSICAS, TAMAÑO DE PARTÍCULA.

Vapor

SOPLIDO NASAL O SIMILAR

No

ALGUNA INTERVENCIÓN LLEVADA A CABO (BLOQUEO, QUELACIÓN, ETC.)

No

DATOS DE MONITOREO DIRECTO

DATOS DE MONITOREO DE ÓRGANOS

Medición de actividad en tiroides

Los resultados de las mediciones de la actividad de ^{131}I retenida en tiroides y la Incerteza debida a la estadística de contaje (1σ) se muestran en la siguiente tabla.

Fecha de medición	Actividad en tiroides de ^{131}I (Bq)	Incerteza debida a la estadística de contaje (1σ) (Bq)
11/04/2011	3660	290
26/04/2011	689	70
11/05/2011	6233	540
27/05/2011	4797	380
12/06/2011	1320	150

DATOS DE MONITOREO DE EXCRECIÓN

MEDICIÓN DE ACTIVIDAD EN ORINA

No

MEDICIÓN DE ACTIVIDAD EN HECES

No

DATOS PERSONALES

SEXO

Masculino

EDAD

38 años

PESO

67 kg

COMENTARIOS PARA EL REPORTE DE RESULTADOS

Estime la incorporación y la dosis efectiva en cada periodo y complete los datos solicitados en la planilla de Excel adjunta (RIDI2013.xls).

CASO 2: Incorporación única de ^{131}I

DESCRIPCIÓN DEL CASO

DESCRIPCIÓN DEL ÁREA DE TRABAJO

Centro de medicina nuclear.

CARACTERÍSTICA DEL TRABAJO

Fraccionamiento de solución de ^{131}I para terapia de patología tiroidea.

RAZONES PARA MONITOREAR; EVENTO INICIAL

Un trabajador encargado del fraccionamiento de 400 mCi de ^{131}I destinados a la terapia de los pacientes no siguió el procedimiento habitual por lo que no trabajó bajo la campana de extracción ni utilizó guantes de látex.

ACCIONES TOMADAS

La exposición interna fue descubierta durante un monitoreo de rutina, que se realiza cada 15 días.

INFORMACIÓN ADICIONAL

FORMA QUÍMICA

Iodo elemental (I_2)

CARACTERÍSTICAS FÍSICAS, TAMAÑO DE PARTÍCULA.

Vapor

SOPLIDO NASAL O SIMILAR

No

ALGUNA INTERVENCIÓN LLEVADA A CABO (BLOQUEO, QUELACIÓN, ETC.)

No

DATOS DE MONITOREO

MEDICIÓN DE ACTIVIDAD EN TIROIDES

Los resultados de las mediciones de la actividad de ^{131}I retenida en tiroides y la incerteza debida a la estadística de contaje (1σ) se muestran en la siguiente tabla.

Fecha de medición	Actividad de ^{131}I en tiroides (kBq)	Incerteza debida a la estadística de contaje (1σ) (kBq)
11/11/2012	48,00	6,11
12/11/2012	42,50	5,05
13/11/2012	44,25	4,94

MEDICIÓN DE ACTIVIDAD EN ORINA

Las muestra de orina fueron recolectadas durante 24 h. Los resultados de las mediciones y la incerteza debida a la estadística de contaje (1σ) se muestran en la siguiente tabla.

Fecha de Medición	Actividad de ^{131}I en orina (Bq/d)	Incerteza debida a la estadística de contaje (1σ) (Bq/d)
11/11/2012	48	10
12/11/2012	63	19

MEDICIÓN DE ACTIVIDAD EN HECES

No

DATOS PERSONALES

SEXO

Masculino

EDAD

38 años

PESO

73 kg

COMENTARIOS PARA EL REPORTE DE RESULTADOS

Estime la incorporación y la dosis efectiva y complete los datos solicitados en la planilla de Excel adjunta (RIDI2013.xls).

CASO 3: Incorporación única de ^{137}Cs

DESCRIPCIÓN DEL CASO

DESCRIPCIÓN DEL ÁREA DE TRABAJO

Planta de producción de fuentes gamma de alta actividad.

CARACTERÍSTICA DEL TRABAJO

Trabajo en caja de guantes.

RAZONES PARA MONITOREAR; EVENTO INICIAL

Luego de un incidente en la caja de guantes, el trabajador, que no usa equipos de protección personal, se encuentra rodeado por una nube de aerosol.

ACCIONES TOMADAS

Al siguiente día de la primera fase de descontaminación se realizó una serie de mediciones de todo el cuerpo y se completó con mediciones de orina.

INFORMACIÓN ADICIONAL

FORMA QUÍMICA

Desconocida

CARACTERÍSTICAS FÍSICAS, TAMAÑO DE PARTÍCULA.

No determinado

SOPLIDO NASAL O SIMILAR

No

ALGUNA INTERVENCIÓN LLEVADA A CABO (BLOQUEO, QUELACIÓN, ETC.)

No

DATOS DE MONITOREO

MEDICIÓN DE ACTIVIDAD EN TODO EL CUERPO.

Los resultados de las mediciones de actividad de ^{137}Cs retenida en todo el cuerpo y la incerteza debida a la estadística de contaje (1σ) se muestran en la siguiente tabla.

Días luego del incidente	**Actividad en todo el cuerpo de ^{137}Cs (kBq)**	**Incerteza debida a la estadística de contaje (1σ) (kBq)**
1	450	40,5
2	110	30,0
3	305	29,0
4	297	29,8

MEDICIÓN DE ACTIVIDAD EN ORINA

Las muestras de orina fueron recolectadas durante 24 h. Los resultados de las mediciones y la incerteza debida a la estadística de contaje (1σ) se muestran en la siguiente tabla.

Días luego del incidente	**Actividad en orina ^{137}Cs (kBq/d)**	**Incerteza debida a la estadística de contaje (1σ) (kBq/d)**
1	5,0	0,50
2	8,5	1,02
3	6,0	0,54

DATOS PERSONALES

SEXO

Masculino

EDAD

38 años

PESO

67 kg

COMENTARIOS PARA EL REPORTE DE RESULTADOS

Estime la incorporación y la dosis efectiva y complete los datos solicitados en la planilla de Excel adjunta (RIDI2013.xls).

CASO 4: Inhalación aguda de ^{3}H

DESCRIPCIÓN DEL CASO

DESCRIPCIÓN DEL ÁREA DE TRABAJO

Planta de decontaminación.

CARACTERÍSTICA DEL TRABAJO

Reparación de una bomba de vacío utilizada para la limpieza de áreas contaminadas con tritio.

RAZONES PARA MONITOREAR; EVENTO INICIAL

El trabajador resultó afectado por la expulsión de aire contaminado.

ACCIONES TOMADAS

El hombre se dio una ducha y se cambió de ropa. Se tomó una muestra de orina. El hombre fue sometido a una dieta hídrica pletórica.

INFORMACIÓN ADICIONAL

FORMA QUÍMICA

Agua tritiada (HTO)

CARACTERÍSTICAS FÍSICAS

Vapor

SOPLIDO NASAL O SIMILAR

No

ALGUNA INTERVENCIÓN LLEVADA A CABO (BLOQUEO, QUELACIÓN, ETC.)

Dieta hídrica pletórica

DATOS DE MONITOREO

MEDICIÓN DE ACTIVIDAD EN ORINA

Tiempo después de la incorporación (días)	Concentración de Actividad de ^{3}H en orina (MBq/l)
0	40,05
1	33,85
2	28,75
3	23,75
4	19,60
5	16,00
6	13,80
7	12,10
8	11,45
9	9,75
10	8,25
11	7,15
12	6,20
13	5,50
14	4,81
15	4,12
16	3,91
18	3,18
20	2,63

DATOS PERSONALES

SEXO

Masculino

EDAD

32 años

PESO

71 kg

COMENTARIOS PARA EL REPORTE DE RESULTADOS

Estime la incorporación y la dosis efectiva y complete los datos solicitados en la planilla de Excel adjunta (RIDI2013.xls).

ANEXO 2:

Desempeño de cada Laboratorio

Laboratorio 1

CASOS	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
CASO 1-PERÍODO 1	Aceptado reporte de Incorporación y E(50)
CASO 1-PERÍODO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 4	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 5	Reporta Incorporación y E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 3	No reportó el caso.
CASO 4	No reportó el caso.

Laboratorio 2

CASOS	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
CASO 1-PERÍODO 1	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 4	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 5	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 2	Aceptado reporte de Incorporación. Reporta E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 3	Reporta Incorporación y E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 4	Reporta E(50) fuera de rango aceptable.

Laboratorio 3

CASOS	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
CASO 1-PERÍODO 1	Reporta Incorporación y E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 1-PERÍODO 2	Reporta Incorporación y E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 1-PERÍODO 3	Reporta Incorporación y E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 1-PERÍODO 4	Reporta Incorporación y E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 1-PERÍODO 5	Reporta Incorporación y E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 2	Aceptado reporte de Incorporación pero reporta E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 4	No reportó el caso.

Laboratorio 4

CASOS	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
CASO 1-PERÍODO 1	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 4	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 5	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 4	Reporta E(50) fuera de rango aceptable.

Laboratorio 5

CASOS	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
CASO 1-PERÍODO 1	Aceptado reporte de Incorporación. Reporta E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 1-PERÍODO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 3	Aceptado reporte de Incorporación. Reporta E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 1-PERÍODO 4	Aceptado reporte de Incorporación. Reporta E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 1-PERÍODO 5	Reporta Incorporación y E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 3	No reportó el caso.
CASO 4	No reportó el caso.

Laboratorio 6

CASOS	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
CASO 1-PERÍODO 1	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 4	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 5	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 2	No reportó el caso.
CASO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 4	Aceptado reporte de E(50).

Laboratorio 7

CASOS	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
CASO 1-PERÍODO 1	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 4	Aceptado reporte de Incorporación E(50).
CASO 1-PERÍODO 5	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 3	Reporta incorporación y E(50) fuera del rango de aceptación.
CASO 4	Aceptado reporte de E(50).

Laboratorio 8

CASOS	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
CASO 1-PERÍODO 1	Reporta incorporación fuera del rango de aceptación. Aceptado reporte E(50).
CASO 1-PERÍODO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 3	Reporta incorporación fuera del rango de aceptación. Aceptado reporte E(50).
CASO 1-PERÍODO 4	Reporta incorporación fuera del rango de aceptación. Aceptado reporte E(50).
CASO 1-PERÍODO 5	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 4	No reportó el caso.

Laboratorio 9

CASOS	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
CASO 1-PERÍODO 1	Reporta E(50) fuera del rango de aceptación. Aceptado reporte incorporación.
CASO 1-PERÍODO 2	Reporta incorporación fuera del rango de aceptación. No reporta E(50).
CASO 1-PERÍODO 3	Reporta incorporación fuera del rango de aceptación. No reporta E(50).
CASO 1-PERÍODO 4	Reporta incorporación fuera del rango de aceptación. No reporta E(50).
CASO 1-PERÍODO 5	Reporta incorporación fuera del rango de aceptación. No reporta E(50).
CASO 2	Aceptado reporte de Incorporación pero reporta E(50) fuera del rango de aceptación.
CASO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 4	Aceptado reporte de E(50).

Laboratorio 10

CASOS	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
CASO 1-PERÍODO 1	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 4	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 5	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 4	No reportó el caso.

Laboratorio 11

CASOS	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
CASO 1-PERÍODO 1	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 4	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 5	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 4	Aceptado reporte de E(50).

Laboratorio 12

CASOS	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
CASO 1-PERÍODO 1	Aceptado reporte de Incorporación y E(50)
CASO 1-PERÍODO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50)
CASO 1-PERÍODO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 4	Aceptado reporte de Incorporación, pero reporta E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 1-PERÍODO 5	Reporta Incorporación y E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 2	Aceptado reporte de Incorporación. Reporta E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 3	No reportó el caso.
CASO 4	No reportó el caso.

Laboratorio 13

CASOS	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
CASO 1-PERÍODO 1	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 4	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 5	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 4	Aceptado reporte de E(50).

Laboratorio 14

CASOS	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
CASO 1-PERÍODO 1	Reporta Incorporación y E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 1-PERÍODO 2	Reporta Incorporación y E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 1-PERÍODO 3	Reporta Incorporación y E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 1-PERÍODO 4	Reporta Incorporación y E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 1-PERÍODO 5	Reporta Incorporación y E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 3	Reporta Incorporación y E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 4	Reporta E(50) fuera de rango aceptable.

Laboratorio 15

CASOS	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
CASO 1-PERÍODO 1	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 4	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 5	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 4	Reporta E(50) fuera de rango aceptable.

Laboratorio 16

CASOS	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
CASO 1-PERÍODO 1	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 2	No reporta este período.
CASO 1-PERÍODO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 4	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 5	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 4	Reporta E(50) fuera de rango aceptable.

Laboratorio 17

CASOS	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
CASO 1-PERÍODO 1	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 4	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 5	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 4	No reporta el caso.

Laboratorio 18

No reportó resultados

Laboratorio 19

CASOS	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
CASO 1-PERÍODO 1	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 4	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1-PERÍODO 5	Reporta Incorporación y E(50) fuera del rango de aceptación.
CASO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 3	No reporta el caso.
CASO 4	No reporta el caso.

Reporte de resultados Intercomparación Regional de Dosimetría Interna – 2014.

Evaluación de Datos de Medición para el Cálculo de Dosis Efectiva por Exposición Interna

Rojo, A.M.; Puerta, N.; Gossio, S. y Gómez Parada, I.

Publicado como material de la serie ARN PI 2/15

REPORTE DE RESULTADOS

INTERCOMPARACIÓN REGIONAL DE DOSIMETRÍA INTERNA

2014

"Evaluación de Datos de Medición para el Cálculo de Dosis Efectiva por Exposición Interna"

COORDINADOR:

Ana Rojo

ARN, Argentina

RESPONSABLES TÉCNICOS:

Ana Rojo, Nancy Puerta, Sebastián Gossio, Inés Gómez Parada

ARN, Argentina

RESUMEN

La estimación de dosis efectiva comprometida debida a la incorporación de radionucleidos es un proceso complejo cuyo resultado depende de una serie de factores como son la cantidad y calidad de datos de medición, la habilidad del dosimetrista, las herramientas de cálculo disponibles y las hipótesis asumidas sobre el caso. Debido a que esta variedad de factores hacían que para un mismo caso de exposición interna distintos laboratorios obtuvieran resultados diferentes, el grupo Europeo de Dosimetría Interna (EURADOS) desarrolló las *IDEAS Guidelines,* con el objeto de armonizar los procesos de interpretación de los datos de medición.

Con el fin de verificar la implementación de las Guías IDEAS, el Laboratorio de Dosimetría Interna (LDI) de la ARN organizó en el 2014 un ejercicio de Intercomparación Nacional de Evaluación de Dosis por Incorporación de Radionucleidos, al cual convocó a laboratorios de dosimetría interna del país.

En este ejercicio se propusieron cuatro casos simulados de exposición interna ocupacional de una complejidad particular en cada uno de ellos, involucrando incorporaciones de ^{131}I, ^{137}Cs y Tritio. Los LDI participantes fueron 4. Dichos participantes debieron interpretar los datos de medición para reportar los resultados de incorporación y de dosis efectiva comprometida. El análisis de desempeño de los participantes se evaluó mediante el estadístico z y los valores asignados de incorporación y dosis fueron definidos a partir de los resultados de la Intercomparación Regional de Cálculo de Dosis en la cual se evaluaron los mismos casos que en el presente ejercicio.

En este trabajo se analizaron los aspectos más destacables del desempeño de los LDI Nacionales, considerando que todos los inscriptos reportaron los 4 casos propuestos. El porcentaje de resultados aceptados fue muy satisfactorio superando en todos los casos el 63%

1 INTRODUCCIÓN

Se presenta el reporte de los resultados de la Intercomparación de Cálculo de Dosis para el monitoreo de los trabajadores ocupacionalmente expuestos con riesgo de incorporación. La elaboración del mismo responde a los criterios vigentes para la evaluación de la exposición interna, publicados en la página web de EURADOS http://www.eurados.org/..., "IDEAS Guidelines (version 2) for the Estimation of Committed Doses from Incorporation Monitoring Data" [1]. La finalidad de este ejercicio es asegurar la confiabilidad de los resultados de la evaluación de datos de medición.

1.1 Obligación de los Participantes

Los laboratorios participantes efectuaron los cálculos para resolver los casos que forman parte de este ejercicio de Intercomparación de Dosimetría Interna, los que están descriptos en el presente informe y en el protocolo distribuido de acuerdo al cronograma. Se solicitó que completen la planilla Excel "Resultados Intercomparación de Dosimetría Interna" (RIDI AR 2014.xls) con la información requerida para cada uno de los casos que sean resueltos por el laboratorio participante. Esta planilla fue recibida por el Laboratorio de Dosimetría Interna (LDI) de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) como Laboratorio Coordinador, y en la mayoría de los casos se cumplió el cronograma establecido.

1.2 Confidencialidad

Todos los datos generados en este ejercicio de Intercomparación serán tratados como material confidencial. Los laboratorios participantes han sido identificados mediante códigos y solamente ellos conocen el correspondiente a su laboratorio.

2 OBJETIVO DE LA INTERCOMPARACIÓN

El objetivo de la Intercomparación es verificar la capacidad de respuesta en la interpretación de datos de monitoreo para la evaluación de la exposición interna de los trabajadores.

3 LABORATORIOS PARTICIPANTES

En la siguiente tabla se presentan los laboratorios participantes, los que se identificaron con un código. Dicho código ha sido enviado a cada uno de ellos en forma confidencial.

LISTADO DE PARTICIPANTES
CNEA – Centro Atómico Bariloche División Protección Radiológica
CNEA- Centro Atómico Ezeiza Dosimetría Personal y de Área
NA-SA - Central Nuclear Embalse Dosimetría
NA-SA - Central Nuclear Presidente Perón (ex Atucha I) Dosimetría

4 EVALUACIÓN DE LOS RESULTADOS

A continuación se presenta la evaluación de los resultados de los diferentes casos proporcionados en la intercomparación. Los casos elaborados para este ejercicio de intercomparación se describen en detalle en el Anexo I y son los siguientes:

- CASO 1: Incorporación repetida de ^{131}I
- CASO 2: Incorporación única de ^{131}I
- CASO 3: Incorporación única de ^{137}Cs
- CASO 4: Incorporación única de ^{3}H

En el Anexo II, se detalla el desempeño de cada laboratorio.

4.1 Evaluación de desempeño

4.1.1 Determinación del valor asignado

Para el análisis estadístico es necesario disponer de un valor de referencia contra el cual contrastar los resultados de los participantes. Ese valor de referencia, “valor asignado”, fue obtenido a partir de los resultados reportados por laboratorios expertos de dosimetría interna en la Intercomparación Regional 2013, de la cual participaron 20 laboratorios de 14 países resolviendo los mismos 4 casos que se proponen en esta intercomparación. El procedimiento por el cual se hallaron estos valores de referencia se detalla en el Anexo III.

4.1.2 Criterio de aceptación de los valores reportados

Para realizar la evaluación de desempeño de los participantes se seleccionó el estadístico z como el más apropiado.

El procedimiento se basa en la hipótesis nula de que todos los datos pertenecen a una distribución lognormal. Si un valor estuviera fuera del intervalo de confianza del 98,8%, entonces la hipótesis nula es rechazada y el valor es considerado “No Aceptado”.

Por lo tanto se calcula el estadístico z para cada valor reportado, de incorporación o de Dosis Efectiva, de acuerdo a la siguiente expresión:

$$z = \frac{\ln X - \ln\ (\text{valor asignado})}{\ln\ (\text{incertidumbre asignada})} \qquad (1)$$

Siendo *X*: el valor reportado de Incorporación o de Dosis Efectiva.

El criterio de aceptación es el siguiente:

El estadístico z cuyo modulo sea mayor a 2,5 (intervalo de confianza correspondiente al 98,8%), será considerado como "No Aceptado".

4.2 Resultados de cada caso

4.2.1 Caso 1: Incorporación repetida de ^{131}I

El caso fue evaluado por los 5 participantes inscriptos (100%). El caso se describe en el Anexo 2. Los resultados son reportados para cada período de monitoreo por separado.

1º PERÍODO (25/3/11 - 11/4/11)

El valor asignado y su desviación estándar geométrica se presentan en la tabla 1.

Tabla 1. Valores estadísticos de la incorporación y de E(50) para el 1º período del Caso 1.

Magnitud	Valor Asignado	Desviación Estándar geométrica
Incorporación	3,01E+04 Bq	1,08
E(50)	0,59 mSv	1,07

En la tabla 2 se presentan los resultados de los participantes y la evaluación de desempeño de los mismos mediante el estadístico z:

Tabla 2. Resultados de la evaluación de desempeño de los participantes en el período 1 del caso 1.

Código	Incorporación reportada (Bq)	z	Conclusión	E(50) mSv reportada	z	Conclusión
1	3,02E+04	0,06	Aceptado	0,61	0,49	Aceptado
2	3,18E+04	0,72	Aceptado	0,64	1,20	Aceptado
3	2,88E+04	0,57	Aceptado	0,576	0,35	Aceptado
4	3,02E+04	0,04	Aceptado	0,332	8,50	No aceptado

En las figuras 1 y 2 se presentan los resultados de la evaluación de desempeño de los participantes mediante el estadístico z.

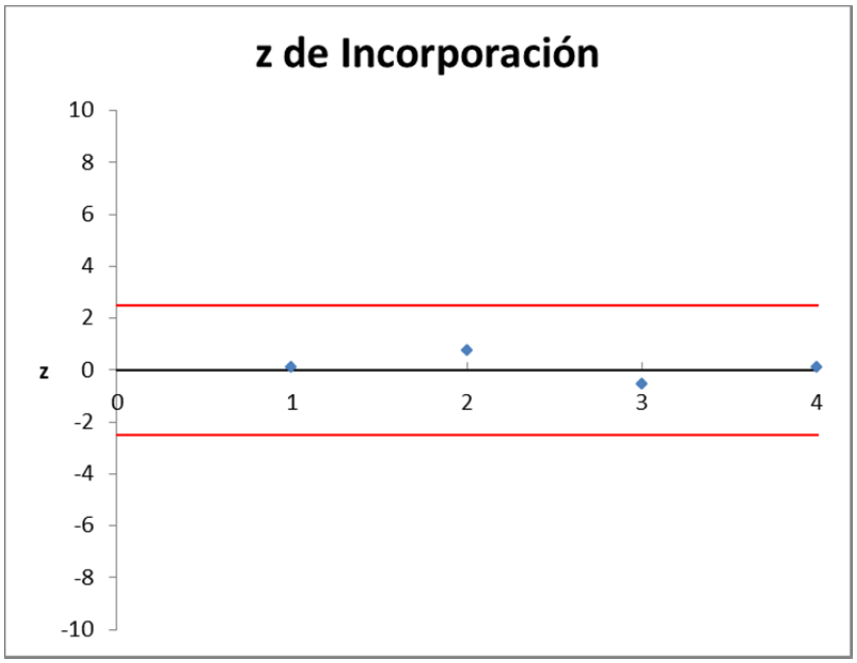


Figura 1. Estadístico z de la incorporación reportada por los participantes en el período 1 del caso 1.

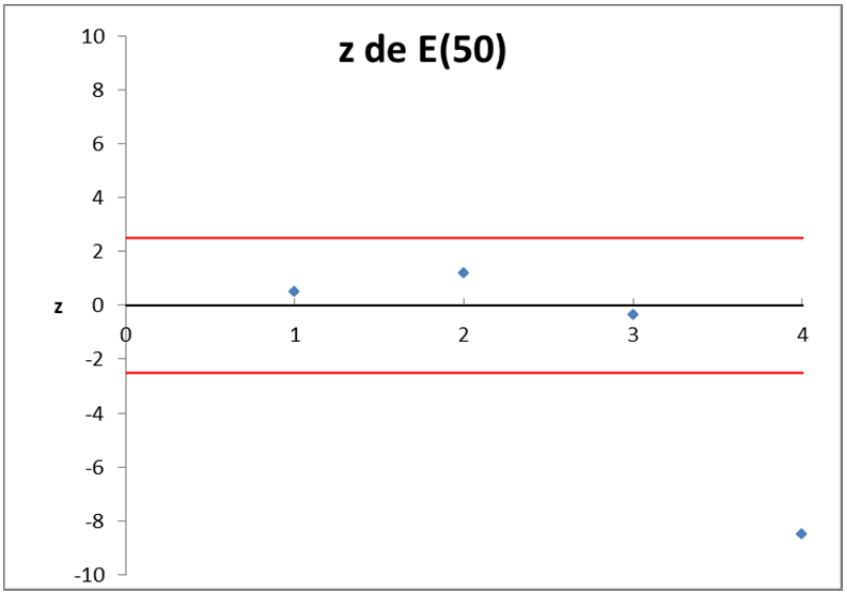


Figura 2. Estadístico z de la dosis E(50) reportada por los participantes en el período 1 del caso 1.

En las figuras 3 y 4 se muestra el cociente entre los valores obtenidos por cada participante y el valor asignado para los resultados del 1º período.

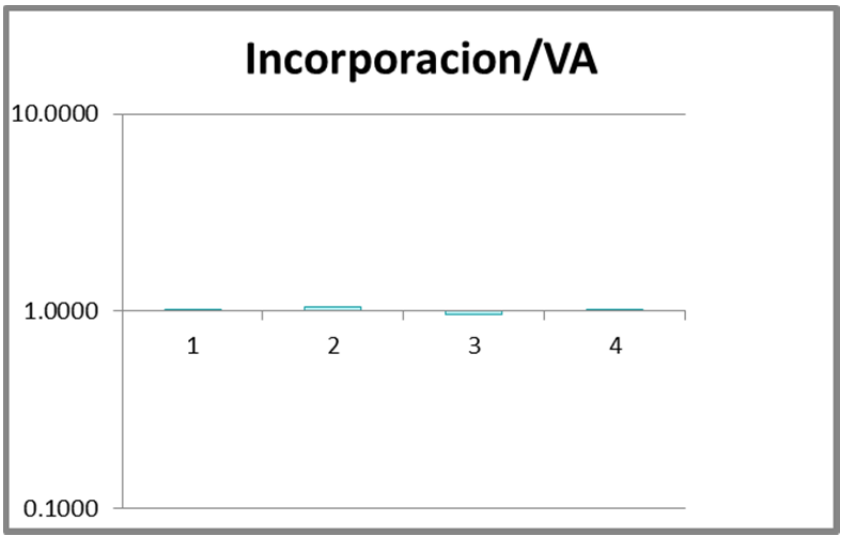


Figura 3. Cociente entre el valor de la incorporación informada por cada participante y el VA para el 1º período del caso 1.

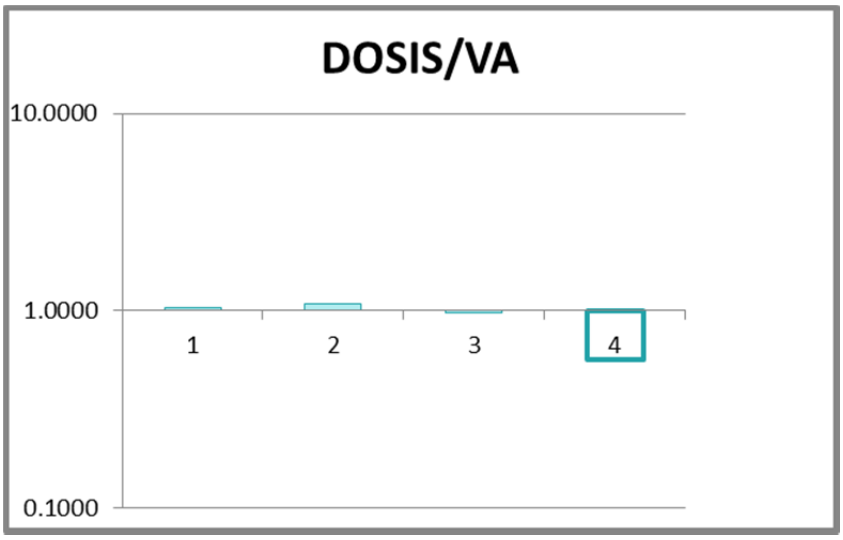


Figura 4. Cociente entre el valor de E(50) informado por cada participante y el VA para el 1º período del caso 1.

En la tabla 3 se presenta lo informado por los participantes y los comentarios del Laboratorio Coordinador para el 1º período.

Tabla 3. Resultados informados por los participantes para el 1º período.

Cód	Incorp. (Bq)	E(50) mSv	Fecha de Incorp. dd-mm-aa	Valor de P (Bq)	Paso Guías IDEAS	Soft. usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Tiroides	Comentarios
1	3,02E+04	0,61	2 -4-11		5 B	manual-Aide	2,00E-08	1,15	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No corresponde paso de Guías IDEAS.
2	3,18E+04	0,64	3-4-11	0	3.5.1	manual	2,00E-08	1,15	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución.
3	2,88E+04	0,576	3-4-11	0	---	AIDE	2,00E-08	2,06	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No identifica el último paso de las Guías IDEAS. No usa el valor recomendado para el SF_B.
4	3,02E+04	0,332	----	1,14E+03	---	manual-Aide	1,10E-08	1,25	Reporta resultado de incorporación dentro del rango aceptable de la distribución. Reporta resultado de de E(50) fuera del rango aceptable de la distribución. No informa fecha de incorporación. Incongruente el valor de P. No identifica el último paso de las Guías IDEAS. El valor de e(50) es incorrecto, usa el valor de aerosol. No usa el valor recomendado para el SF_B.
LC	3,02E+04	0,605	3-4-11	0	3.5.1	manual	2,00E-08	1,15	Laboratorio Coordinador

2º PERÍODO (11/4/11 -26/4/11)

De acuerdo al procedimiento recomendado por las Guías IDEAS, se concluye que no se está en presencia de una nueva incorporación en este período. El laboratorio 4 reportó incorporación.

En la tabla 4 se presenta lo informado por los participantes y los comentarios del Laboratorio Coordinador para el 2º período.

Tabla 4. Resultados informados por los participantes para el 2º período.

Cód	Incorp. (Bq)	E(50) mSv	Fecha de Incorp. dd-mm-aa	Valor de P (Bq)	Paso Guías IDEAS	Soft. usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Tiroides	Comentarios
1			---	900	5 B	manual-Aide	2,00E-08	1,15	No corresponde paso de Guías IDEAS.
2			----	904	3.5.1	manual	2,00E-08	1,15	No corresponde el paso de las Guías IDEAS
3			----	2,88E+04	----	AIDE	2,00E-08	2,06	No es correcto el valor de P. No informa paso de Guías IDEAS. No usa el valor de SF_B recomendado.
4	5,18E+03	0,057	----	213	---	manual-Aide	1,10E-08	1,25	Halla erróneamente incorporación en este período. No es correcto el valor de P. No informa paso de Guías IDEAS. El valor de e(50) es incorrecto, usa el valor de aerosol. No usa el valor recomendado para el SF_B. No usa el valor de SF_B recomendado.
LC	0	0	NO	940	2.4.1	manual	2,00E-08	1,15	Laboratorio Coordinador.

<u>3º PERÍODO</u> (26/4/11 - 11/5/11)

El valor asignado y su desviación estándar geométrica es presentado en la tabla 5.

Tabla 5. Valores estadísticos de la incorporación y de E(50) en el 3º período del caso 1.

Magnitud	Valor Asignado	Desviación Estándar geométrica
Incorporación de ^{131}I	4,50E+04 Bq	1,05
E(50)	0,9 mSv	1,05

En la tabla 6 se presentan los resultados de los participantes y la evaluación de desempeño de los mismos mediante el estadístico z:

Tabla 6. Resultados de la evaluación de desempeño de los participantes para el período 3 del caso 1.

Código	Incorporación Reportada (Bq)	z	Conclusión	E(50) mSv Reportada	z	Conclusión
1	4,52E+04	0,09	Aceptado	0,9	0,00	Aceptado
2	4,32E+04	0,82	Aceptado	0,86	0,93	Aceptado
3	4,69E+04	0,85	Aceptado	0,938	0,85	Aceptado
4	4,53E+04	0,14	Aceptado	0,498	12,13	No aceptado

En las figuras 5 y 6 se presentan los resultados de la evaluación de desempeño de los participantes mediante el estadístico z.

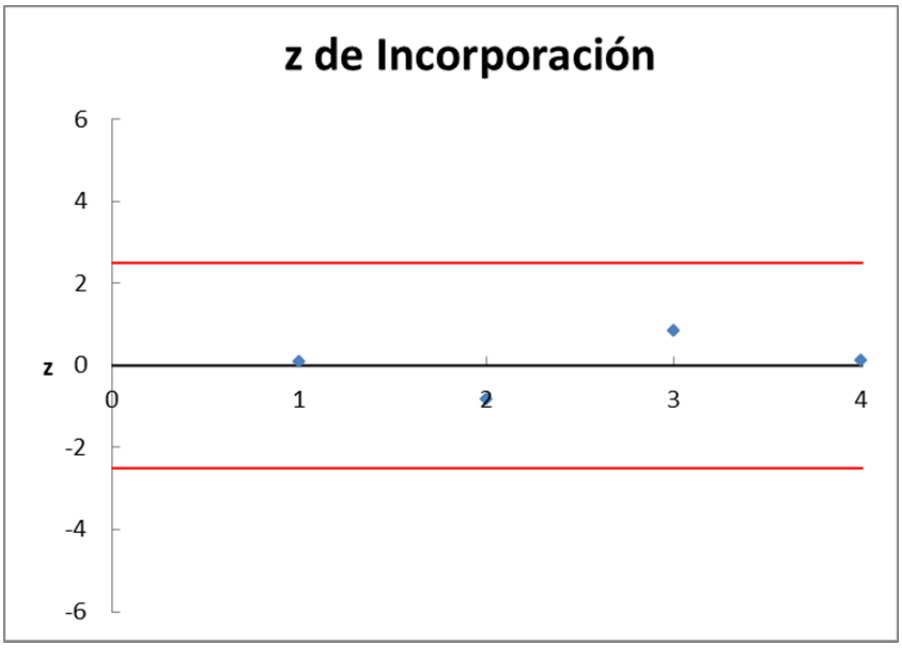


Figura 5. Estadístico z de la incorporación reportada por los participantes en el período 3 del caso 1.

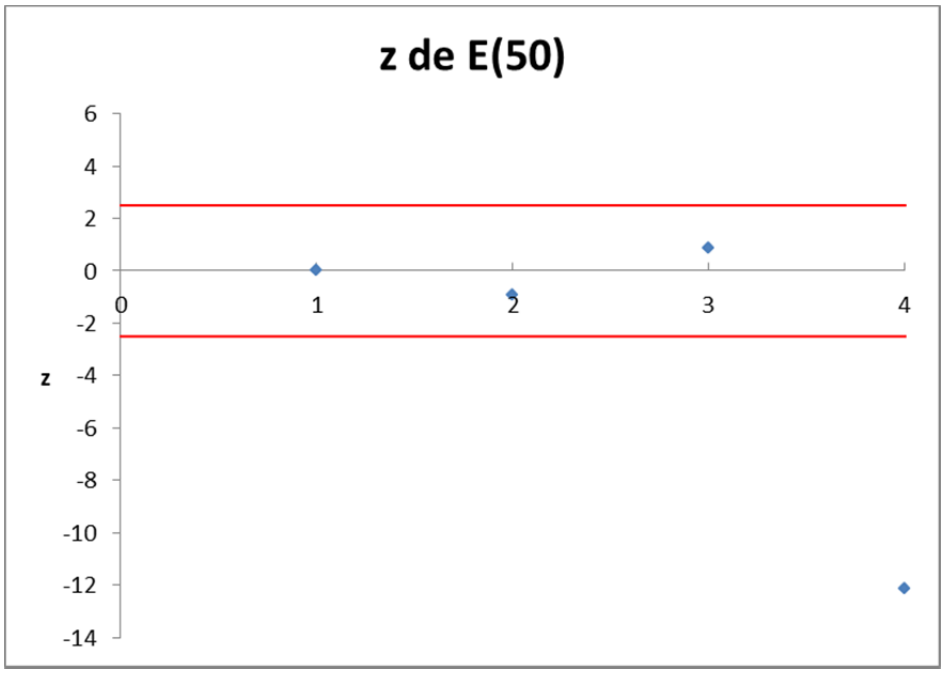


Figura 6. Estadístico z de la dosis E(50) reportada por los participantes en el período 3 del caso 1.

En las figuras 7 y 8 se muestra la relación entre los valores obtenidos por cada participante y el valor asignado para los resultados del 3º período.

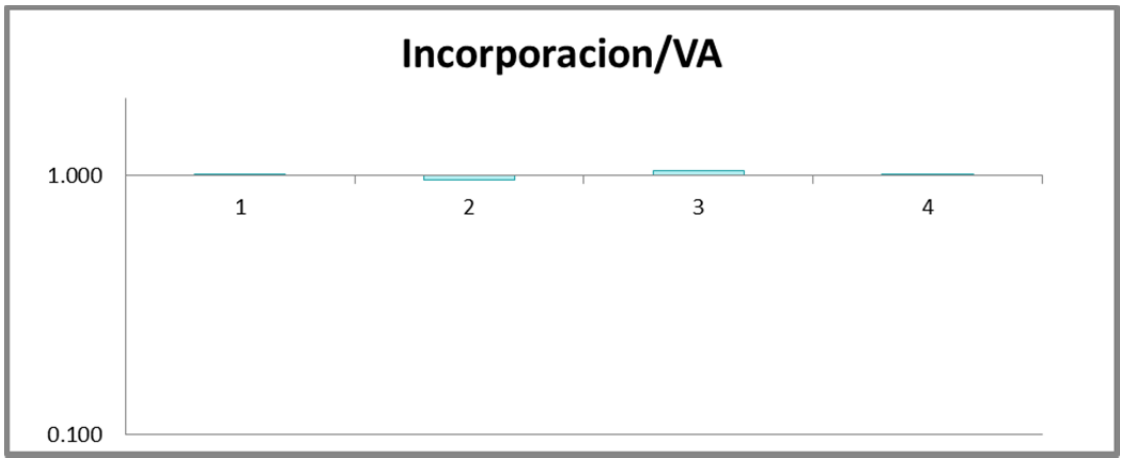


Figura 7. Cociente entre el valor de la incorporación informada por cada participante y la VA para el 3º período del caso 1.

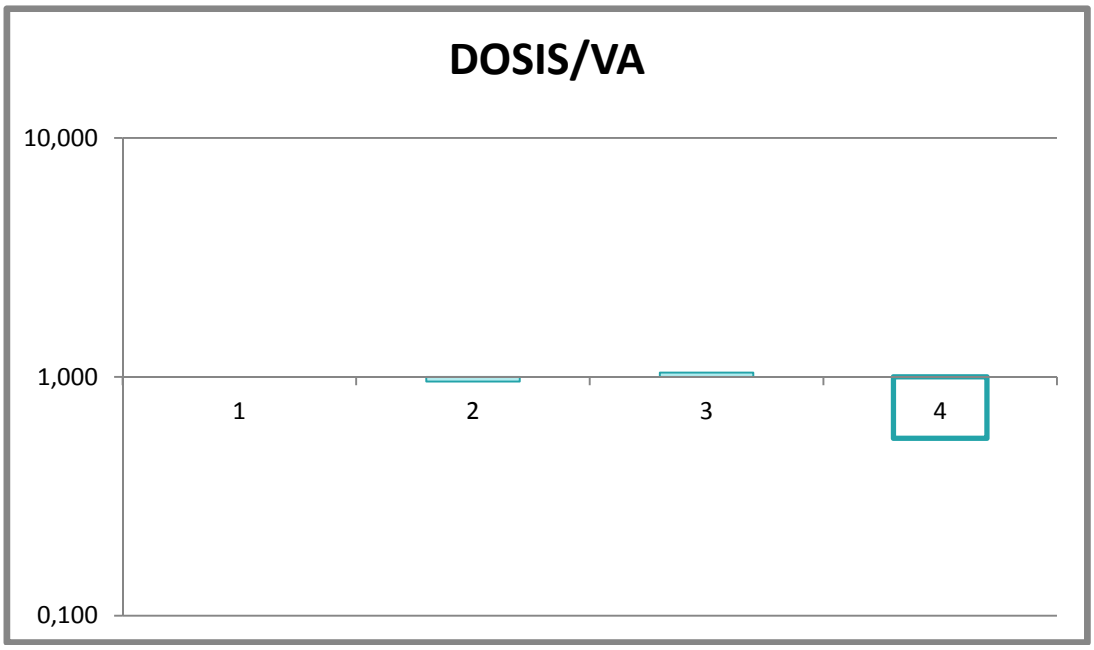


Figura 8. Cociente entre el valor de E(50) informado por cada participante y la VA para el 3º período del caso 1.

En la tabla 7 se presenta lo informado por los participantes y los comentarios del Laboratorio Coordinador para el 3º período.

Tabla 7. Resultados informados por los participantes para el 3º período.

Cód	Incorp. (Bq)	E(50) mSv	Fecha de Incorp dd-mm-aa	Valor de P (Bq)	Paso Guías IDEAS	Soft. usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Tiroides	Comentarios
1	45188	0,9	3-5-11	223	5B	manual-Aide	2,00E-08	1,15	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No corresponde paso de Guías IDEAS

Cód	Incorp. (Bq)	E(50) mSv	Fecha de Incorp dd-mm-aa	Valor de P (Bq)	Paso Guías IDEAS	Soft. usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Tiroides	Comentarios
2	43232	0,86	3-5-11	224	3.5.1	manual	2,00E-08	1,15	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución.
3	4,69E+04	0,938	3-5-11	2,88E+04	---	AIDE	2,00E-08	2,06	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución . No corresponde el valor de P. No identifica el último paso de las Guías IDEAS. El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.
4	4,53E+04	0,498		1,86E+03		manual-Aide	1,10E-08	1,25	Reporta resultado de incorporación dentro del rango aceptable de la distribución. Reporta resultado de E(50) fuera del rango aceptable de la distribución. No informa fecha de incorporación. Incongruente el valor de P. No identifica el último paso de las Guías IDEAS El valor de e(50) es incorrecto, usa el valor de aerosol. El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.
LC	4,55E+04	0,91	3-5-11	233,21	3.5.1	manual	2,00E-08	1,15	Laboratorio Coordinador.

4º PERÍODO (11/5/11 -27/5/11)

El valor asignado y su desviación estándar geométrica es presentado en la tabla 8.

Tabla 8. Valores estadísticos de la incorporación y de E(50) en el 4º período del caso 1.

Magnitud	Valor Asignado	Desviación Estándar geométrica
Incorporación de ^{131}I	2,55E+04 Bq	1,13
E(50)	0,49 mSv	1,08

En la tabla 9 se presentan los resultados de los participantes y la evaluación de desempeño de los mismos mediante el estadístico z:

Tabla 9. Resultados de la evaluación de desempeño de los participantes en el período 4 del caso 1.

Código	Incorporación reportada (Bq)	z	Conclusión	E(50) mSv reportada	z	Conclusión
1	2,67 E+04	0,38	Aceptado	0,534	1,12	Aceptado
2	2,68E+04	0,40	Aceptado	0,540	1,26	Aceptado
3	2,32E+04	-0,77	Aceptado	0,464	-0,71	Aceptado
4	2,31E+04	-0,81	Aceptado	0,254	-8,54	No aceptado

En las figuras 9 y 10 se presentan los resultados de la evaluación de desempeño de los participantes mediante el estadístico z.

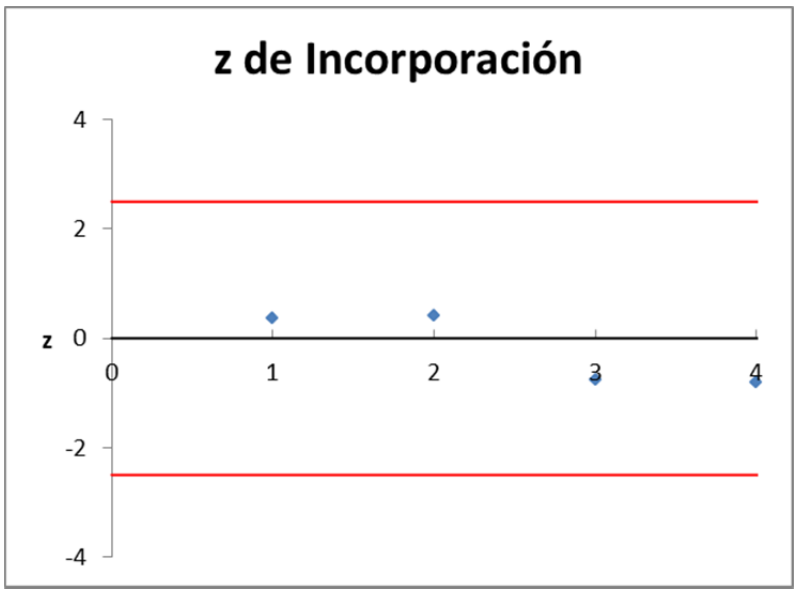


Figura 9. Estadístico z de la incorporación reportada por los participantes en el período 4 del caso 1.

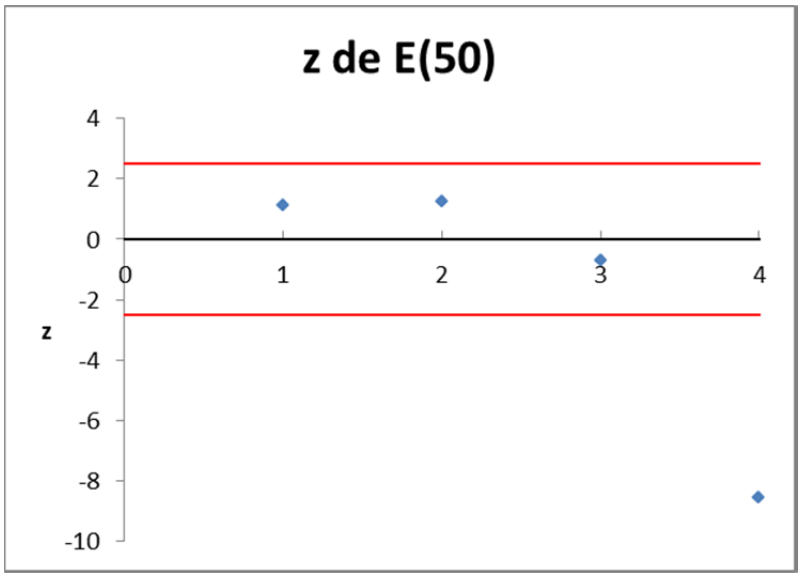


Figura 10. Estadístico z de la dosis E(50) reportada por los participantes en el período 4 del caso 1.

En las figuras 11 y 12 se muestra la relación entre los valores obtenidos por cada participante y el VA calculada para los resultados del 4º Período.

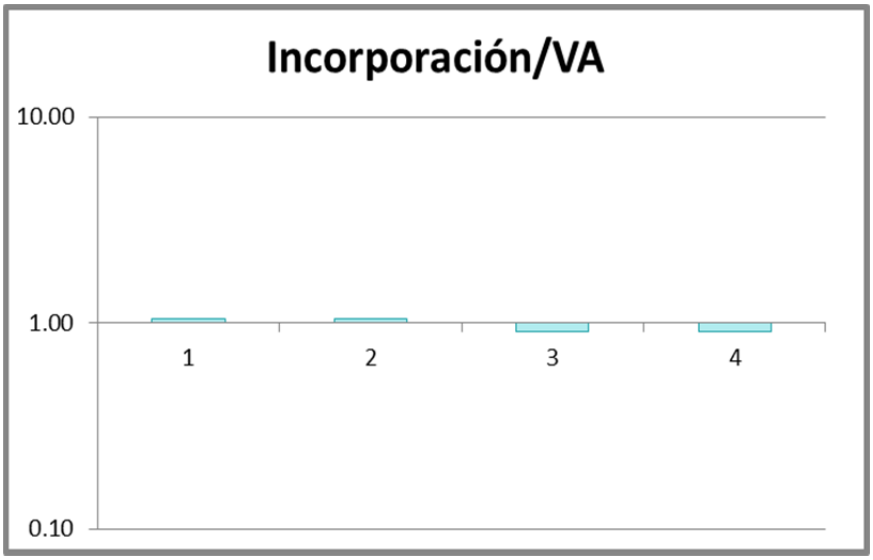


Figura 11. Cociente entre el valor de la incorporación informada por cada participante y el VA para el 4º período del caso 1.

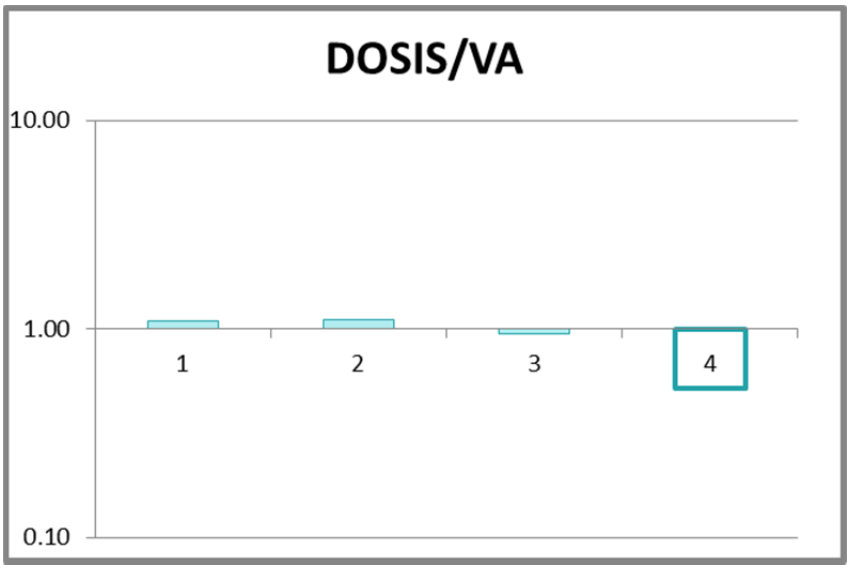


Figura 12. Cociente entre el valor de E(50) informado por cada participante y el VA para el 4º período del caso 1.

En la tabla 10 se presenta lo informado por los participantes y los comentarios del Laboratorio Coordinador para el 4º período.

Tabla 10. Resultados informados por los participantes para el 4º período.

Cód	Incorp. (Bq)	E(50) mSv	Fecha de Incorp. dd-mm-aa	Valor de P (Bq)	Paso Guías IDEAS	Soft. usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Tiroides	Comentarios
1	26700	0,534	18-5-11	1395	5B-5C	manual-Aide	2,00E-08	1,15	Reporta incorporación y E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No corresponde paso de Guías IDEAS
2	26786	0,540	19-5-11	1395	3.5.1	manual	2,00E-08	1,15	Reporta incorporación y E(50) dentro del rango aceptable de la distribución
3	2,32E+04	0,464	19-5-11	4,69E+04	------	AIDE	2,00E-08	2,06	Reporta incorporación y E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. El valor de P no es correcto. No informa paso de Guías IDEAS. El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.
4	2,31E+04	0,254		8,35E+02	----	manual-Aide	1,10E-08	1,25	Reporta resultado de incorporación dentro del rango aceptable de la distribución. Reporta resultado de E(50) fuera del rango aceptable de la distribución. No informa fecha de incorporación. Incongruente el valor de P. No identifica el último paso de las Guías IDEAS. El valor de e(50) es incorrecto, usa el valor de aerosol. El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.
LC	2,72E+04	0,544	19-5-11	1343,8	3.5.1	manual	2,00E-08	1,15	Laboratorio Coordinador.

5º PERÍODO (27/5/11 - 12/6/11)

De acuerdo al procedimiento recomendado por las Guías IDEAS, se concluye que no se está en presencia de una nueva incorporación en este período. Los laboratorios 3 y 4 reportaron incorporación.

En la tabla 11 se presenta lo informado por los participantes y los comentarios del Laboratorio Coordinador para el 5º período.

Tabla 11. Resultados informados por los participantes para el 5º período.

Cód	Incorp. (Bq)	E(50) mSv	Fecha de Incorp. dd-mm-aa	Valor de P (Bq)	Paso Guías IDEAS	Soft. usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Tiroides	Comentarios
1				1022	5 B 5C	manual-Aide	2,00E-08	1,15	No corresponde paso de Guías IDEAS.
2				1076	3.5.1	manual	2,00E-08	1,15	No corresponde paso de Guías IDEAS.
3	1,89E+03	0,038	4 -6-11	2,32E+04	---	AIDE	2,00E-08	2,06	Halla erróneamente incorporación en este período. No corresponde el valor de P. No informa paso de Guías IDEAS. El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.
4	3,82E+03	0,042				manual-Aide	1,10E-08	1,25	Halla erróneamente incorporación en este período. No informa P para este período. No informa paso de Guías IDEAS. El valor de e(50) es incorrecto, usa el valor de aerosol. El valor de SF_B informado no se corresponde con las definiciones de las Guías IDEAS.
LC	0	0	NO	1076	2.4.1	manual	2,00E-08	1,15	Laboratorio Coordinador.

4.2.2 Caso 2: Incorporación única de ^{131}I

El caso fue evaluado por los 4 participantes (100%). El caso se describe en el Anexo 2. El valor asignado y la desviación estándar geométrica se presentan en la tabla 12.

Tabla 12. Valores estadísticos de la incorporación y de E(50) del Caso 2.

Magnitud	Valor de Asignado	Desviación Estándar Geométrica
Incorporación de ^{131}I	3,5E+05 Bq	1,37
E(50)	6,59 mSv	1,12

En la tabla 13 se presentan los resultados de los participantes y la evaluación de desempeño de los mismos mediante el estadístico z:

Tabla 13. Resultados de la evaluación de desempeño de los participantes.

Código	Incorp. (Bq)	z	Conclusión	E(50) (mSv)	z	Conclusión
1	2,94E+05	-0,55	Aceptado	5,83	-1,08	Aceptado
2	3,12E+05	-0,36	Aceptado	6E-3	-61,78	No aceptado
3	3,66E+05	0,14	Aceptado	7,32	0,93	Aceptado
4	2,42E+05	-1,17	Aceptado	4,83	-2,74	No aceptado

En las figuras 13 y 14 se presentan los resultados de la evaluación de desempeño de los participantes mediante el estadístico z.

Figura 13. Estadístico z de la incorporación reportada por los participantes para el caso 2.

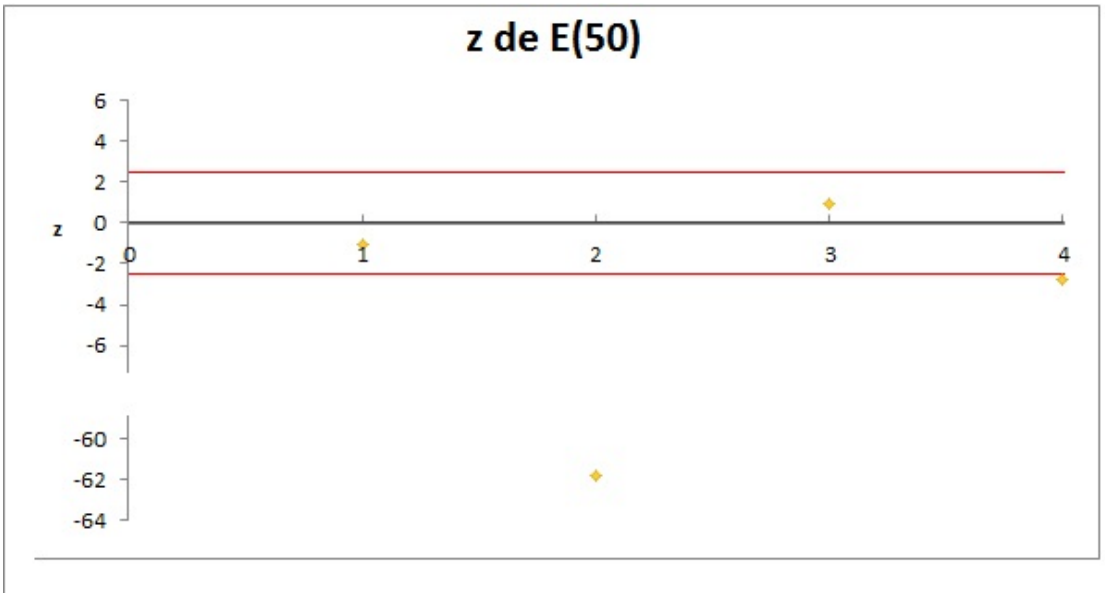


Figura 14. Estadístico z de la dosis E(50) reportada por los participantes para caso 2.

En la figura 15 se muestra el cociente entre los valores reportados de incorporación por cada participante y el Valor Asignado.

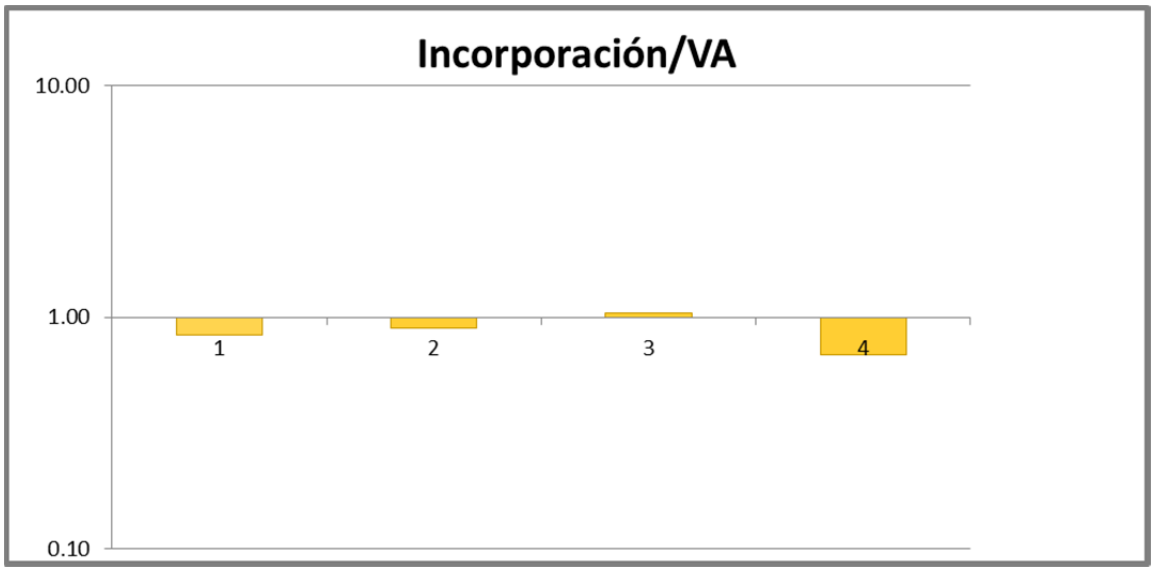


Figura 15. Cociente entre el valor de la incorporación informado por cada participante y el VA.

En la figura 16 se muestra el cociente entre los valores reportados de E(50) por cada participante y el Valor Asignado.

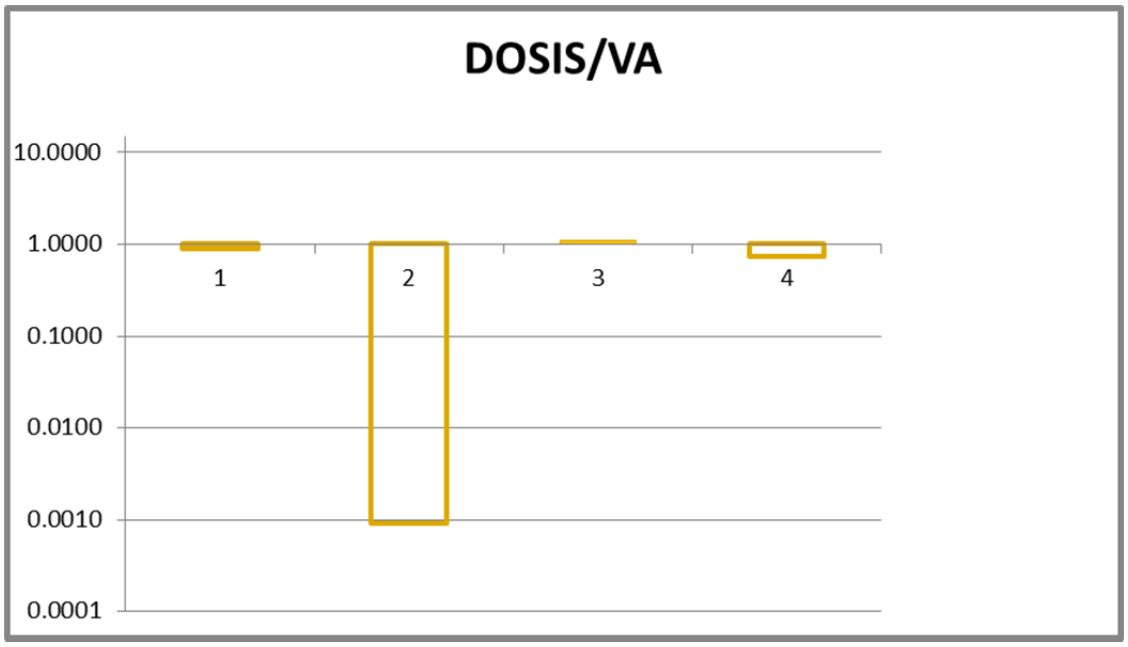


Figura 16. Cociente entre el valor de E(50) informado por cada participante y el Valor Asignado.

En la tabla 14 se presenta lo informado por los participantes y los comentarios del Laboratorio Coordinador para el caso 2.

Tabla 14. Resultados informados por los participantes para el Caso 2.

Cód.	Incorporación (Bq)	E(50) mSv	Fecha de Incorp. dd-mm-aa	PASO Guías IDEAS	Software usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Tiroides	SF_B orina	Datos usados orina /Tir.	Comentarios
1	2,94E5	5,83	6-11-12	5.12.3	Manual-AIDE	2E-8	1,15	1,10	2/3	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución .
2	3,12E5	6 E-3	5-11-12	2.4.1	Manual-aprox. con el método de máxima probabilidad	2E-8	1,15	1,10	2/2	El valor de la incorporación está dentro del rango de la distribución. El valor de E(50) está fuera del rango. No corresponde el último paso de las Guías IDEAS. Excluye un dato de tiroides.
3	3,66E5	7,32	3-11-12	--	AIDE	2E-8	1,1	1,1	1/3	El valor de la incorporación y de E(50) está dentro del rango de la distribución. Fecha de incorporación incorrecta. No identifica el último paso de las Guías IDEAS. El valor de SF_B de tiroides informado no se corresponden con las definiciones de las Guías IDEAS. Excluye un dato de orina.
4	2,42E5	4,83	12-11-12	---	AIDE	1,10E-8	0	0	2/3	Reporta resultados de incorporación dentro del rango aceptable de la distribución. Reporta E(50) fuera del rango de distribución. Fecha de incorporación incorrecta. No identifica el último paso de las Guías IDEAS. No usa el valor correcto de e(50). No usa los valores recomendados de a SF_B.
LC	2,97E5	5,94	6-11-12	5.12.3	Manual-EXCEL	2E-8	1,15	1,10	2/3	Laboratorio Coordinador

4.2.3 Caso 3: Incorporación única de ^{137}Cs

El caso fue evaluado por los 4 participantes (100%). El caso se describe en el Anexo 2.
El valor asignado y la desviación estándar geométrica se presentan en la tabla 15.

Tabla 15. Valores estadísticos de la incorporación y de E(50) del caso 3.

Magnitud	Valor de Asignado	Desviación Estándar Geométrica
Incorporación de ^{131}I	6,86E+05 Bq	1,02
E(50)	4,60 mSv	1,02

En la tabla 16 se presentan los resultados de los participantes y la evaluación de desempeño de los mismos mediante el estadístico z:

Tabla 16. Resultados de la evaluación de desempeño de los participantes en el caso 3.

Código	Incorporación Reportada (Bq)	z	Conclusión	E(50) mSv Reportada	z	Conclusión
1	6,87E+05	0,07	Aceptado	4,61	0,11	Aceptado
2	6,96E+05	0,73	Aceptado	0,0046	-348,83	No aceptado
3	6,92E+05	0,44	Aceptado	4,63	0,33	Aceptado
4	6,65E+05	-1,57	Aceptado	4,45	-1,67	Aceptado

En las figuras 17 y 18 se presentan los resultados de la evaluación de desempeño de los participantes mediante el estadístico z.

Figura 17. Estadístico z de la incorporación reportada por los participantes para el caso 3.

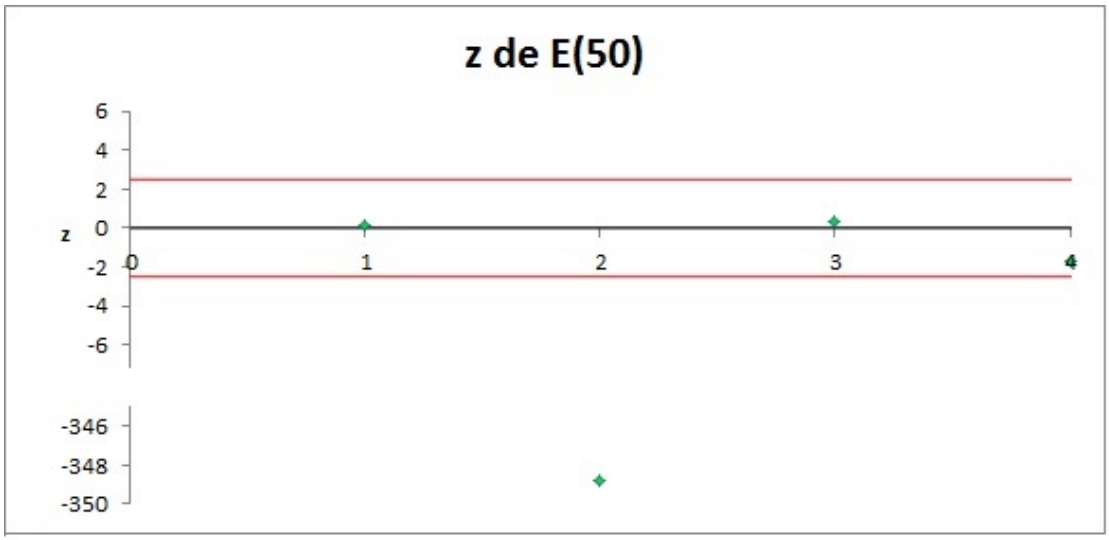


Figura 18. Estadístico z de la dosis E(50) reportada por los participantes para caso 3.

En las figuras 19 y 20 se muestra el cociente entre los valores obtenidos por cada participante y el valor asignado para los resultados del caso 3.

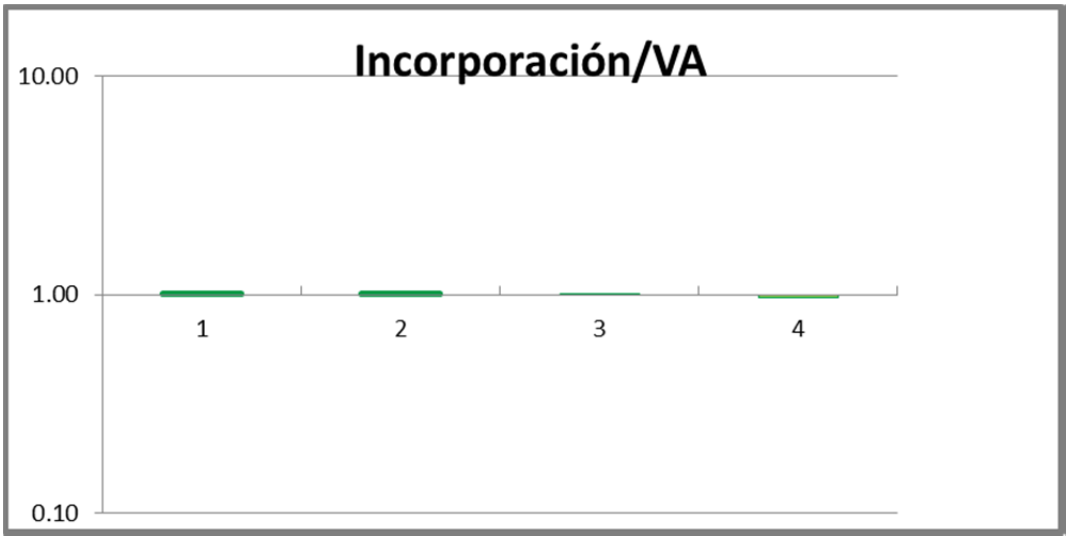


Figura 19. Cociente entre el valor de la incorporación reportada por cada participante y el valor asignado para el caso 3.

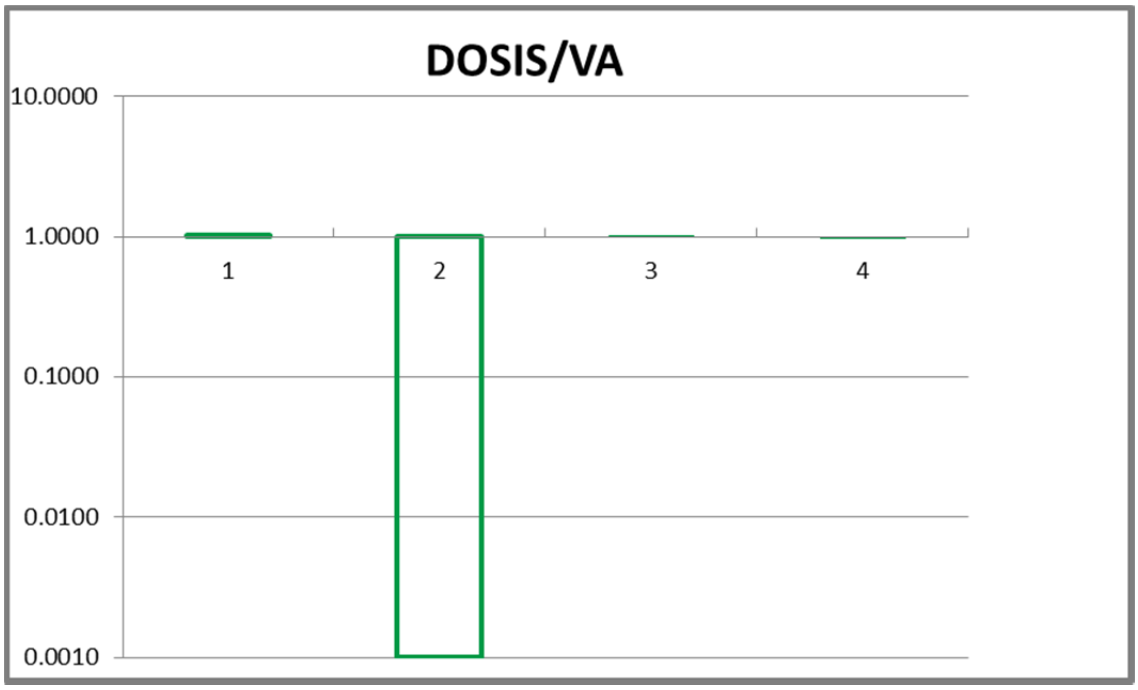


Figura 20. Cociente entre el valor de E(50) informado por cada participante y el valor asignado para el caso 3

En la tabla 17 se presenta lo informado por los participantes y los comentarios del Laboratorio Coordinador.

Tabla 17. Resultados informados por los participantes para el caso 3.

Cód.	Incorp. (Bq)	E(50) mSv	Datos usados Orina /Todo el Cuerpo	PASO Guías IDEAS	Software usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Orina	SF_B TC	Comentarios
1	6,87E+05	4,61	3/2	5.11.3	AIDE	6,7E-9	1,10	1,15	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución . Descarta erróneamente un segundo dato de todo el cuerpo.
2	6,96E+05	0,0046	3/3	5.6	manual	6,7E-9	1,10	1,15	Reporta resultados de incorporación dentro del rango aceptable de la distribución. E(50) fuera del rango aceptable de la distribución. No corresponde el último caso de Guías Ideas.
3	6,92E+05	4,63	3/3	--	AIDE	6,7E-9	1,1	1,1	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución. No identifica el último paso de las guías IDEAS. El valor de SF_B de TC informado no se corresponden con las definiciones de las Guías IDEAS.

Cód.	Incorp. (Bq)	E(50) mSv	Datos usados Orina /Todo el Cuerpo	PASO Guías IDEAS	Software usado	e(50) Sv/Bq	SF_B Orina	SF_B TC	Comentarios
4	6,65E+05	4,45	0/4	--	AIDE-manual	6,7E-9	--	0	Reporta resultados de incorporación y de E(50) dentro del rango aceptable de la distribución No utiliza los datos de orina y no descarta un dato de todo el cuerpo que es considerado outlier. No identifica el último paso de las guías IDEAS. No usa el valor recomendado para el SF_B para cuerpo entero.
LC	6,65E+05	4,46	3/3	5.11.3	Manual-excel	6,7E-9	1,10	1,15	Laboratorio Coordinador.

4.2.4 Caso 4: Inhalación aguda de ^3H

El caso fue evaluado por los 4 participantes (100%). El caso se describe en el Anexo 2. El valor asignado y su desviación estándar geométrica se presentan en la tabla 18

Tabla 18. Valores estadísticos de la incorporación y de E(50) del caso 4.

Magnitud	Valor Asignado	Desviación Estándar Geométrica
E(50)	11,9 mSv	1,09

En la tabla 19 se presentan los resultados de los participantes y la evaluación de desempeño de los mismos mediante el estadístico z:

Tabla 19. Resultados de la evaluación de desempeño de los participantes en el caso 4.

Código	E(50) (mSv)	z	Conclusión
1	12,7	0,75	Aceptado
2	76,00	21,52	No aceptado
3	14,71	2,46	Aceptado
4	0,09	56,68	No aceptado

En la figura 21 se presentan los resultados de la evaluación de desempeño de los participantes mediante el estadístico z.

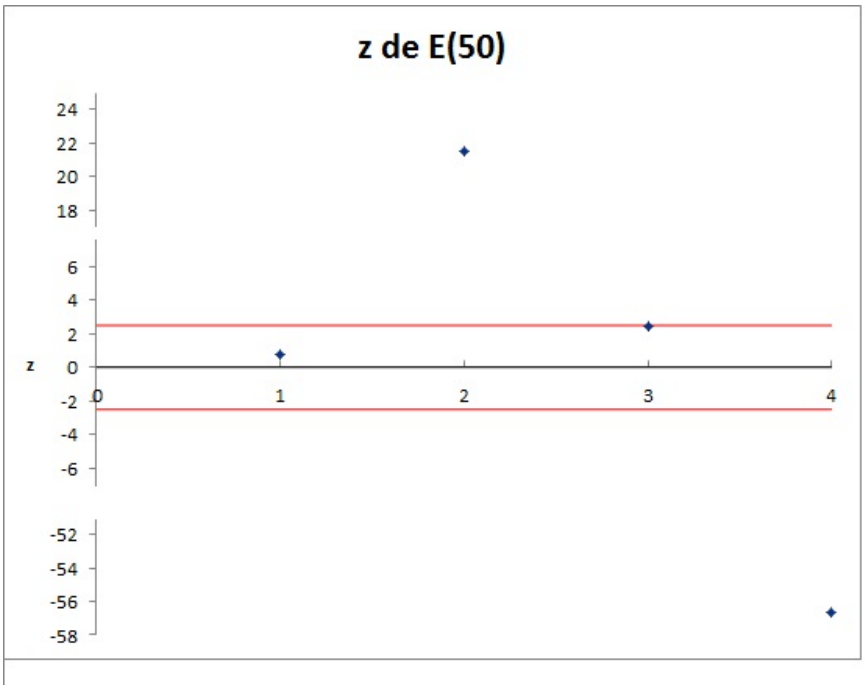


Figura 21. Evaluación z de la dosis E(50) reportada por los participantes para caso 4.

En la figura 22 se muestra el cociente entre los valores reportados de E (50) (mSv) por cada participante y el valor asignado.

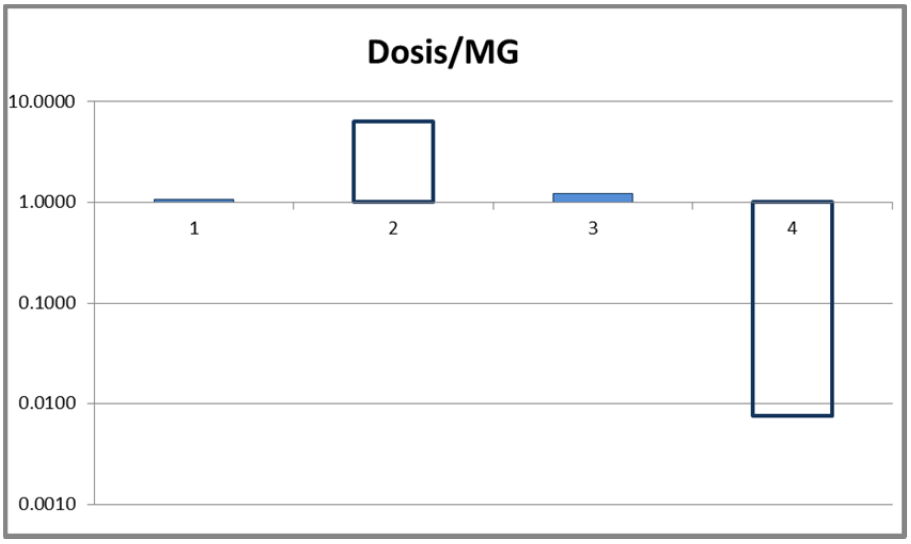


Figura 22. Cociente entre el valor de E(50) (mSv) informado por cada participante y la MG calculada.

En la tabla 20 se presenta lo informado por los participantes y los comentarios del Laboratorio Organizador.

Tabla 20. Resultados informados por los participantes.

Cód.	E(50) mSv	Metodología	Software usado	Referencia SEE	SEE (Sv/des)	Todos los datos fueron usados	Aplicó Extrapolación	Comentarios
1	12,7	Manual	Manual	Guías IDEAS	1,32E-17	Si	SI	Reporta E(50) dentro del rango aceptable de la distribución.
2	76,0	Dosis Directa	Manual	Guías IDEAS	1,26E-17	No, sólo usa el 1ro. porque el resto es afectado por la dieta	No	Reporta E(50) fuera del rango aceptable de la distribución.
3	14,71	PS 029	Manual	LUDEP	1,30E-17	Si	SI	Reporta E(50) dentro del rango aceptable de la distribución.
4	0,09	ICRP 78	Manual	ICRP 78	1,80E-11	No, porque no fueron necesarios para la estimacion	NO	Reporta E(50) fuera del rango aceptable de la distribución. No corresponde el valor de SEE.
LC	12,70	Directa-IDEAS	Manual-Excel	Guías IDEAS	1,26E-17	Si	SI	Laboratorio Coordinador

CONCLUSIONES GENERALES

El análisis realizado en el presente informe demuestra que los resultados reportados por la mayoría de los laboratorios participantes son satisfactorios. No todos los participantes se ajustaron a las Guías IDEAS, algunos lo hicieron parcialmente o realizaron una evaluación propia. Se observa dificultad en la interpretación y aplicación de los Factores de Dispersión (SF). En particular, aquellos participantes que han aplicado los criterios vigentes para la evaluación de la exposición interna, publicados por el grupo europeo de dosimetría (EURADOS) “IDEAS Guidelines for the Estimation of Committed Doses from Incorporaction Monitoring Data” evidencian resultados dentro del rango aceptable de la distribución.

De los 4 participantes 4 informaron los 4 casos.

Las conclusiones particulares correspondientes a cada caso se presentan a continuación:

CASO 1:

Fue reportado por los 4 participantes.

En el 1º período, 4 participantes informaron la incorporación dentro del rango aceptable y 3 lo hicieron con el valor de E(50). Los restantes fueron considerados *fuera de rango.*

En el 2º período, en el cual no se registra incorporación, 1 laboratorio, erróneamente encontró incorporación.

En el 3º período, los 4 participantes informaron la incorporación dentro del rango aceptable, y 3 lo hicieron con el valor de E(50). El restante fue considerado *fuera de rango*.

En el 4º período, los 4 participantes informaron la incorporación dentro del rango aceptable, y 3 lo hicieron con el valor de E(50). El restante fue considerado *fuera de rango*.

En el 5º período, en el cual no se registra incorporación, 2 laboratorios, erróneamente encontraron incorporación.

CASO 2:

Fue reportado por los 4 participantes

Los 4 participantes informaron la incorporación dentro del rango aceptable, y 2 lo hicieron con el valor de E(50). Los restantes fueron considerados *fuera de rango*.

CASO 3:

Fue reportado por los 4 participantes

Los 4 participantes informaron la incorporación dentro del rango aceptable, y 3 lo hicieron con el valor de E(50). El restante fue considerado *fuera de rango*.

CASO 4:

Fue reportado por los 4 participantes

Informaron resultados dentro del rango aceptable, 2 participantes. Los restantes fueron considerados *fuera de rango*.

REFERENCIAS

[1] C.M. Castellani, J.W. Marsh, C. Hurtgen,E. Blanchardon, P. Berard, A. Giussani, M.A. Lopez. IDEAS Guidelines (Version 2) for the Estimation of Committed Doses from Incorporation Monitoring Data. EURADOS Report 2013-01 Braunschweig, March 2013.

[2] Doerfel, H., Andrasi, A., Bailey, M.R., Birchall, A., Castellani, C.-M., Hurtgen, C., Jarvis N., Johansson, L., LeGuen, B., Tarroni, G., **Third European Intercomparison Exercise on Internal Dose Assessment**, Forschungszentrum Karlsruhe, Report FZKA 6457, April 2000.

[3] Hurtgen C., Andrasi A., Bailey M.R., Birchall A., Blanchardon E., Berkovski V., Castellani C.M., Cruz-Suarez R., Davis K., Doerfel H., LeGuen B., Malatova I., Marsh J., Zeger J.. **IDEAS / IAEA Intercomparison Exercise on Internal Dose Assessment**, REPORT SCK.CEN-BLG-1018, October 2005.

ANEXO I

Descripción de Casos

CASO 1: Incorporación repetida de ^{131}I

DESCRIPCIÓN DEL CASO

DESCRIPCIÓN DEL ÁREA DE TRABAJO

Centro de medicina nuclear.

CARACTERÍSTICA DEL TRABAJO

Fraccionamiento de ^{131}I para diagnóstico y tratamiento de patología tiroidea.

RAZONES PARA MONITOREAR; EVENTO INICIAL

Monitoreo rutinario: el personal es monitoreado por medición de carga de tiroides cada 15 días

ACCIONES TOMADAS

Una persona comienza su trabajo con material radiactivo (^{131}I) el 25 de marzo de 2011. Durante su trabajo no fue registrado ningún suceso anómalo.

INFORMACIÓN ADICIONAL

FORMA QUÍMICA

Iodo elemental (I_2)

CARACTERÍSTICAS FÍSICAS, TAMAÑO DE PARTÍCULA

Vapor

SOPLIDO NASAL O SIMILAR

No

ALGUNA INTERVENCIÓN LLEVADA A CABO (BLOQUEO, QUELACIÓN, ETC.)

No

DATOS DE MONITOREO DIRECTO

DATOS DE MONITOREO DE ÓRGANOS

Medición de actividad en tiroides

Los resultados de las mediciones de la actividad de ^{131}I retenida en tiroides y la incerteza debida a la estadística de contaje (1σ) se muestran en la siguiente tabla.

Fecha	Actividad en tiroides de ^{131}I (Bq)	Incerteza debida a la estadística de contaje (1σ) (Bq)
11/04/2011	3660	290
26/04/2011	689	70
11/05/2011	6233	540
27/05/2011	4797	380
12/06/2011	1320	150

DATOS DE MONITOREO DE EXCRECIÓN

MEDICIÓN DE ACTIVIDAD EN ORINA

No

MEDICIÓN DE ACTIVIDAD EN HECES

No

DATOS PERSONALES

SEXO

Masculino

EDAD

38 años

PESO

67 kg

COMENTARIOS PARA EL REPORTE DE RESULTADOS

Estime la incorporación y la dosis efectiva en cada periodo y complete los datos solicitados en la planilla de Excel adjunta (RIDI AR 2014.xls)

CASO 2: Incorporación única de ^{131}I

DESCRIPCIÓN DEL CASO

DESCRIPCIÓN DEL ÁREA DE TRABAJO

Centro de medicina nuclear.

CARACTERÍSTICA DEL TRABAJO

Fraccionamiento de solución de ^{131}I para terapia de patología tiroidea.

RAZONES PARA MONITOREAR; EVENTO INICIAL

Un trabajador encargado del fraccionamiento de 400 mCi de ^{131}I destinados a la terapia de los pacientes no siguió el procedimiento habitual por lo que no trabajó bajo la campana de extracción ni utilizó guantes de látex.

ACCIONES TOMADAS

La exposición interna fue descubierta durante un monitoreo de rutina, que se realiza cada 15 días.

INFORMACIÓN ADICIONAL

FORMA QUÍMICA

Iodo elemental (I_2)

CARACTERÍSTICAS FÍSICAS, TAMAÑO DE PARTÍCULA

Vapor

SOPLIDO NASAL O SIMILAR

No

ALGUNA INTERVENCIÓN LLEVADA A CABO (BLOQUEO, QUELACIÓN, ETC.)

No

DATOS DE MONITOREO

MEDICIÓN DE ACTIVIDAD EN TIROIDES

Los resultados de las mediciones de la actividad de ^{131}I retenida en tiroides y la incerteza debida a la estadística de contaje (1σ) se muestran en la siguiente tabla.

Fecha de medición	**Actividad de ^{131}I en tiroides (kBq)**	**Incerteza debida a la estadística de contaje (1σ) (kBq)**
11/11/2012	48,00	6,11
12/11/2012	42,50	5,05
13/11/2012	44,25	4,94

MEDICIÓN DE ACTIVIDAD EN ORINA

Las muestra de orina fueron recolectadas durante 24 h. Los resultados de las mediciones y la incerteza debida a la estadística de contaje (1σ) se muestran en la siguiente tabla.

Fecha de medición	**Actividad de ^{131}I en orina (Bq/d)**	**Incerteza debida a la estadística de contaje (1σ) (Bq/d)**
11/11/2012	48	10
12/11/2012	63	19

MEDICIÓN DE ACTIVIDAD EN HECES

No

DATOS PERSONALES

SEXO

Masculino

EDAD

38 años

PESO

73 kg

COMENTARIOS PARA EL REPORTE DE RESULTADOS

Estime la incorporación y la dosis efectiva y complete los datos solicitados en la planilla de Excel adjunta (RIDI AR 2014.xls).

CASO 3: Incorporación única de ^{137}Cs

DESCRIPCIÓN DEL CASO

DESCRIPCIÓN DEL ÁREA DE TRABAJO

Planta de producción de fuentes gamma de alta actividad.

CARACTERÍSTICA DEL TRABAJO

Trabajo en caja de guantes.

RAZONES PARA MONITOREAR; EVENTO INICIAL

Luego de un incidente en la caja de guantes, el trabajador, que no usa equipos de protección personal, se encuentra rodeado por una nube de aerosol.

ACCIONES TOMADAS

Al siguiente día de la primera fase de descontaminación se realizó una serie de mediciones de todo el cuerpo y se completó con mediciones de orina.

INFORMACIÓN ADICIONAL

FORMA QUÍMICA

Desconocida

CARACTERÍSTICAS FÍSICAS, TAMAÑO DE PARTÍCULA.

No determinado

SOPLIDO NASAL O SIMILAR

No

ALGUNA INTERVENCIÓN LLEVADA A CABO (BLOQUEO, QUELACIÓN, ETC.)

No

DATOS DE MONITOREO

MEDICIÓN DE ACTIVIDAD EN TODO EL CUERPO.

Los resultados de las mediciones de actividad de ^{137}Cs retenida en todo el cuerpo y la incerteza debida a la estadística de contaje (1σ) se muestran en la siguiente tabla.

Días luego del incidente	**Actividad en todo el cuerpo de ^{137}Cs (kBq)**	**Incerteza debida a la estadística de contaje (1σ) (kBq)**
1	450	40,5
2	110	30,0
3	305	29,0
4	297	29,8

MEDICIÓN DE ACTIVIDAD EN ORINA

Las muestras de orina fueron recolectadas durante 24 h. Los resultados de las mediciones y la incerteza debida a la estadística de contaje (1σ) se muestran en la siguiente tabla.

Días luego del incidente	Actividad en orina ^{137}Cs (kBq/d)	Incerteza debida a la estadística de contaje (1σ) (kBq/d)
1	5,0	0,50
2	8,5	1,02
3	6,0	0,54

DATOS PERSONALES

SEXO

Masculino

EDAD

38 años

PESO

67 kg

COMENTARIOS PARA EL REPORTE DE RESULTADOS

Estime la incorporación y la dosis efectiva y complete los datos solicitados en la planilla de Excel adjunta (RIDI AR 2014.xls).

CASO 4: Inhalación aguda de ^{3}H

DESCRIPCIÓN DEL CASO

DESCRIPCIÓN DEL ÁREA DE TRABAJO

Planta de decontaminación.

CARACTERÍSTICA DEL TRABAJO

Reparación de una bomba de vacío utilizada para la limpieza de áreas contaminadas con tritio

RAZONES PARA MONITOREAR; EVENTO INICIAL

El trabajador resultó afectado por la expulsión de aire contaminado.

ACCIONES TOMADAS

El hombre se dio una ducha y se cambió de ropa. Se tomó una muestra de orina. El hombre fue sometido a una dieta hídrica pletórica.

INFORMACIÓN ADICIONAL

FORMA QUÍMICA

Agua tritiada (HTO)

CARACTERÍSTICAS FÍSICAS

Vapor

SOPLIDO NASAL O SIMILAR

No

ALGUNA INTERVENCIÓN LLEVADA A CABO (BLOQUEO, QUELACIÓN, ETC.)

Dieta hídrica pletórica

DATOS DE MONITOREO

MEDICIÓN DE ACTIVIDAD EN ORINA

Tiempo después de la incorporación (días)	Concentración de Actividad de ^{3}H en orina (MBq/l)
0	40,05
1	33,85
2	28,75
3	23,75
4	19,60
5	16,00
6	13,80
7	12,10
8	11,45
9	9,75
10	8,25
11	7,15
12	6,20
13	5,50
14	4,81
15	4,12
16	3,91
18	3,18
20	2,63

DATOS PERSONALES

SEXO

Masculino

EDAD

32 años

PESO

71 kg

COMENTARIOS PARA EL REPORTE DE RESULTADOS

Estime la incorporación y la dosis efectiva y complete los datos solicitados en la planilla de Excel adjunta (RIDI AR 2014.xls).

ANEXO 2:

Desempeño de cada Laboratorio

Laboratorio 1

CASOS	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
CASO 1- PERÍODO 1	Aceptado reporte de Incorporación y E(50)
CASO 1- PERÍODO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1- PERÍODO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1- PERÍODO 4	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1- PERÍODO 5	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 4	Aceptado reporte de E(50).

Laboratorio 2

CASOS	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
CASO 1- PERÍODO 1	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1- PERÍODO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1- PERÍODO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1- PERÍODO 4	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1- PERÍODO 5	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 2	Aceptado reporte de Incorporación. E(50) fuera de rango aceptable
CASO 3	Aceptado reporte de Incorporación. E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 4	Reporta E(50) fuera de rango aceptable.

Laboratorio 3

CASOS	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
CASO 1- PERÍODO 1	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1- PERÍODO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1- PERÍODO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1- PERÍODO 4	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 1- PERÍODO 5	Reporta erróneamente Incorporación.
CASO 2	Aceptado reporte de Incorporación. E(50) fuera de rango aceptable
CASO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 4	Aceptado reporte de E(50).

Laboratorio 4

CASOS	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
CASO 1- PERÍODO 1	Aceptado reporte de Incorporación. Reporta E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 1- PERÍODO 2	Reporta erróneamente Incorporación
CASO 1- PERÍODO 3	Aceptado reporte de Incorporación. Reporta E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 1- PERÍODO 4	Aceptado reporte de Incorporación. Reporta E(50) fuera de rango aceptable.
CASO 1- PERÍODO 5	Reporta erróneamente Incorporación
CASO 2	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 3	Aceptado reporte de Incorporación y E(50).
CASO 4	Reporta E(50) fuera de rango aceptable.

Reporte de resultados Intercomparación Regional de Dosimetría Interna – 2014

Medición de Actividad en Tiroides

Rojo, A.M.; Puerta, N.; Gossio, S. y Gómez Parada, I.

Publicado como material de la serie ARN PI 3/15

REPORTE DE RESULTADOS
INTERCOMPARACIÓN REGIONAL DE DOSIMETRÍA INTERNA
2014

“Medición de Actividad en Tiroides”

COORDINADOR:

Ana Rojo

ARN, Argentina

RESPONSABLES TÉCNICOS:

Ana Rojo, Nancy Puerta, Sebastián Gossio, Inés Gómez Parada

ARN, Argentina

RESUMEN

El Laboratorio de Dosimetría Interna (LDI) de la ARN, durante el año 2014, organizó un ejercicio de Intercomparación Nacional de Medición Directa de Actividad en Tiroides, al cual convocó a Laboratorios Nacionales (LN) que tienen previsto o que realizan regularmente el monitoreo individual de ^{131}I de los trabajadores.

La finalidad de este ejercicio fue verificar las características experimentales de cada laboratorio, asegurar la confiabilidad de sus resultados de medición directa de ^{131}I en tiroides y las competencias en la evaluación de los mismos para el reporte de dosis efectiva comprometida.

Los laboratorios participantes fueron seis. Dichos participantes efectuaron la medición de un simulador de tiroides siguiendo el procedimiento establecido en el protocolo de medición y posteriormente calcularon la dosis efectiva comprometida correspondiente a un caso simulado de exposición interna. El análisis de desempeño de los participantes incluyó el estudio de su límite de detección, la veracidad de la actividad hallada, el análisis de su repetibilidad, un estudio del reporte de actividad e incertidumbre y el análisis de los resultados de dosis E(50). La veracidad y la repetibilidad de las actividades reportadas por cada laboratorio se evaluaron mediante los criterios establecidos en la Norma ISO 28218. El reporte de actividad e incertidumbre se analizó mediante el método E_n-score.

En este trabajo se analizaron los aspectos más destacables del desempeño de los LN. El porcentaje de resultados aceptados fue muy satisfactorio ya que el 100% de los laboratorios cumplen los criterios de veracidad y precisión, el 67% reporta actividad e incertidumbre de forma satisfactoria, y el 100 % de los LN reporta resultados de dosis efectiva comprometida.

INTRODUCCIÓN

Se presenta el reporte de los resultados de la "Intercomparación de la Medición de la Actividad en Tiroides". La elaboración del mismo responde a lo establecido en el PROYECTO ARCAL LXXVIII: RLA 9/049 - PROCEDIMIENTO PARA DETERMINACIÓN DIRECTA DE RADIONUCLEIDOS EN EL CUERPO HUMANO [1] y a los criterios vigentes para la evaluación de la exposición interna, publicados en la página web de EURADOS http://www.eurados.org/..., "IDEAS Guidelines (versión 2) for the Estimation of Committed Doses from Incorporaction Monitoring Data" [2].

La finalidad de este ejercicio es asegurar la confiabilidad de los resultados de medición y verificar el desempeño de cada laboratorio respecto de la medición directa y el reporte de dosis E(50).

1.1 Obligación de los Participantes

Los laboratorios participantes efectuaron la medición directa de un simulador de tiroides y posteriormente calcularon la dosis efectiva comprometida correspondiente, en ambos casos siguiendo el procedimiento establecido en el protocolo de la intercomparación enviado a los participantes (Anexo I). Se solicitó que completen la planilla Excel "Resultados Intercomparación de Medición de Actividad en Tiroides" (RIMAT 2014.xls) con la información solicitada. Esta planilla fue recibida por el Laboratorio de Dosimetría Interna de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) como Laboratorio Organizador (LO), en la mayoría de los casos se cumplió el cronograma establecido.

1.2 Confidencialidad

Todos los resultados generados en este ejercicio de intercomparación serán tratados por la ARN como material confidencial. Los laboratorios participantes han sido identificados mediante un código y solamente ellos conocen el correspondiente a su laboratorio.

2 OBJETIVO DE LA INTERCOMPARACIÓN

El objetivo de esta Intercomparación es verificar la capacidad de medición directa de ^{131}I en tiroides de los laboratorios participantes y su capacidad de interpretación de datos de monitoreo individual para evaluar la exposición interna de los trabajadores para el reporte de la E(50).

3 LABORATORIOS PARTICIPANTES

En la siguiente tabla se presentan los laboratorios participantes:

LISTADO DE PARTICIPANTES
CNEA-UBA-Instituto Roffo Medicina Nuclear
CNEA- Centro Atómico Bariloche División Protección Radiológica
CNEA- Centro Atómico Ezeiza Dosimetría Personal y de Área
NA-SA - Central Nuclear Embalse Dosimetría
NA-SA - Central Nuclear Presidente Perón (ex Atucha I) Dosimetría
ARN- Laboratorio de Dosimetría Interna

4 EVALUACION DE LOS RESULTADOS

Cada laboratorio participante presentó los resultados de actividad (Bq) de la medición directa del simulador de tiroides con la fuente de ^{133}Ba y un reporte de dosis E(50) (mSv) correspondiente a dicha medición de acuerdo al protocolo de esta intercomparación (Anexo I).

A continuación se presentan la evaluación de los resultados de la medición directa del simulador de tiroides y la evaluación del reporte de la dosis efectiva comprometida. Debido a que los participantes debían estimar la E(50) empleando el valor de actividad determinada por ellos, el Laboratorio Organizador valoró los dos resultados independientemente. Para la evaluación de desempeño de la E(50) se asumió que el valor de actividad en el simulador de tiroides reportado por cada laboratorio era verdadero. En el Anexo II, se detalla el desempeño de cada laboratorio.

4.1 Evaluación de los resultados de medición

En la evaluación de los resultados de medición se hicieron estudios de veracidad y precisión. El estudio de la veracidad se hizo a través del sesgo (B_r, *relative bias*). La precisión se evaluó mediante la dispersión relativa de los valores de B_r (S_{Br}). Se completó el análisis con el estadístico E_n.

4.1.1 *Determinación del valor asignado de la actividad de ^{133}Ba*

Para el análisis estadístico de los resultados de medición es necesario disponer de un valor de referencia contra el cual contrastar los resultados de los participantes. Ese valor de referencia, “valor asignado”, se estableció a partir del valor certificado de la fuente de ^{133}Ba. En la tabla 1 se presentan los datos de actividad de la fuente de ^{133}Ba.

Tabla 1. Valores de actividad de ^{133}Ba y su incertidumbre combinada en la fecha de calibración de la fuente código 02-12.

Fecha de calibración de la fuente código 02-12	Valor Asignado de actividad de ^{133}Ba (Bq)	Incertidumbre estándar combinada (k=1)
20 de abril de 2010	1,35E+04	2,25%

4.1.2 Análisis estadístico de los valores de Medición Reportados

El sesgo relativo se calculó como la diferencia entre la media de las mediciones independientes informadas por cada laboratorio participante y su valor verdadero o "valor asignado" [3], (ver expresión 1):

$$B_r = \frac{\overline{A}_i - A_{ref}}{A_{ref}} \quad (1)$$

Donde:

B_r: Sesgo relativo de la actividad media reportada por el laboratorio participante.
$\bar{A}_i$: Actividad media de las i mediciones independientes realizadas por el laboratorio participante.
A_{ref}: Valor asignado.

La precisión del laboratorio se determinó a través de una serie de mediciones repetidas del simulador usando el mismo equipo de medición, dentro del mismo laboratorio y en intervalos cortos de tiempo. Se determinó la precisión de cada laboratorio participante mediante la dispersión relativa de los valores de B_{ri} respecto de su media B_r, según se indica en la expresión 2 [3]:

$$s_{B_r} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^{n} (B_{ri} - B_r)^2}{n-1}} \quad (2)$$

Donde:

S_{Br}: Dispersión relativa de los valores de B_r
B_{ri} : Sesgo relativo para la medición i.
B_r: Sesgo relativo.
n : Número total de mediciones independientes.

Debido a que las evaluaciones de desempeño anteriores establecidas en la ISO 28218, no consideran la incertidumbre en la medición, se decidió incluir otra prueba de desempeño en la que se contemplan estas incertidumbres.

El resultado se evaluó mediante el estadístico E_n [4] ver expresión 3:

$$E_n = \frac{x - X}{\sqrt{U_{ref}^2 + U_{lab}^2}} \quad (3)$$

Donde:

x: Valor de actividad reportado por el laboratorio
X: Valor asignado de actividad
U_{lab}: Incertidumbre expandida de x (k=2, nivel de confianza de aprox. 95%)
U_{ref}: Incertidumbre expandida de X (k=2, nivel de confianza de aprox. 95%)

4.1.3 Criterios de aceptación de los valores de actividad

Se acepta la veracidad de los resultados de medición si el valor del sesgo B_r se encuentra en un rango de -0,25 a 0,50 para un k=1 (nivel de confianza del 68%) [3].

Se acepta la precisión de los resultados de medición si el valor absoluto de la desviación estándar de los resultados de medición es menor o igual a 0,4 para un k=1 (nivel de confianza del 68%) [3].

El estadístico E_n cuyo modulo sea mayor a 1, será considerado "No Aceptado" [4].

$$|E_n| \leq 1 \text{ resultado "Aceptado"},$$

$$|E_n| > 1 \text{ resultado "No Aceptado"}$$

4.2 Evaluación de los resultados de Incorporación y Dosis Efectiva

En la evaluación de los resultados de Incorporación y E(50) se analizó la veracidad. El estudio de la veracidad se hizo a través del sesgo relativo (B_r, *relative bias*).

4.2.1 Determinación del valor asignado

El valor asignado de Incorporación y la E(50) se determinó a partir de un valor de consenso del Laboratorio Organizador (LO). Este valor se obtuvo para cada laboratorio participante considerando los valores reportados.

4.2.2 Análisis estadístico de los valores de Incorporación y E(50)

El sesgo relativo se calculó como la diferencia entre los valores reportados de Incorporación y E(50) por cada laboratorio participante y su "valor asignado" [3], (ver expresión 4):

$$B_r = \frac{X - X_{ref}}{X_{ref}} \qquad (4)$$

Donde:

B_r: Sesgo relativo del valor reportado por el laboratorio participante.
X: Valor reportado de Incorporación o de E(50) del laboratorio participante
X_{ref}: Valor asignado de Incorporación o de E(50)

4.2.3 Criterio de Aceptación de los Valores de E(50)

En esta intercomparación se evaluó el reporte de E(50) considerando el dato de medición hallado por cada laboratorio. Por lo tanto, cada caso de evaluación es diferente y dado que no pertenecen a la misma distribución no es posible aplicar el estadístico z.

Hasta el momento no hay un consenso internacional respecto de los criterios de aceptación en intercomparaciones de cálculo de Dosis Efectiva Comprometida.

En este contexto, en la elaboración de este informe el LO decidió presentar, para todos los laboratorios, un análisis de desempeño basado únicamente en los valores B_r de Incorporación y Dosis Efectiva Comprometida.

5 RESULTADOS

A continuación se presentan los resultados reportados por los laboratorios.

5.1 Resultados de la medición

Para evaluar los resultados de actividad del simulador de tiroides determinada por cada laboratorio, se aplicó un factor de corrección que tiene en cuenta el decaimiento radiactivo por el tiempo transcurrido entre la fecha de calibración de la fuente y la fecha en que el laboratorio participante reporta la medición. A continuación, se muestran los resultados de actividad determinada por cada laboratorio participante con su sesgo (B_r), su dispersión relativa de los valores de B_r ó desviación estándar (S_{Br}) y la evaluación de desempeño.

Tabla 2. Actividad del simulador de tiroides determinada por cada laboratorio participante con su sesgo (B_r), su dispersión relativa de los valores de B_r ó desviación estándar (S_{Br}) y su evaluación de desempeño.

Código	Actividad (Bq)	B_r	S_{Br}	Evaluación de desempeño
1	9460	-7%	4%	Aceptado valor de sesgo y precisión
2	10620	4%	2%	Aceptado valor de sesgo y precisión
3	10347	1%	1%	Aceptado valor de sesgo y precisión
4	14226	39%	14%	Aceptado valor de sesgo y precisión
5	10629	3%	4%	Aceptado valor de sesgo y precisión
6	13207	30%	2%	Aceptado valor de sesgo y precisión

En la figura 1 y 2 se presentan los resultados de la evaluación de desempeño de los participantes mediante el sesgo (B_r) y la dispersión relativa de los valores de B_r (S_{Br}).

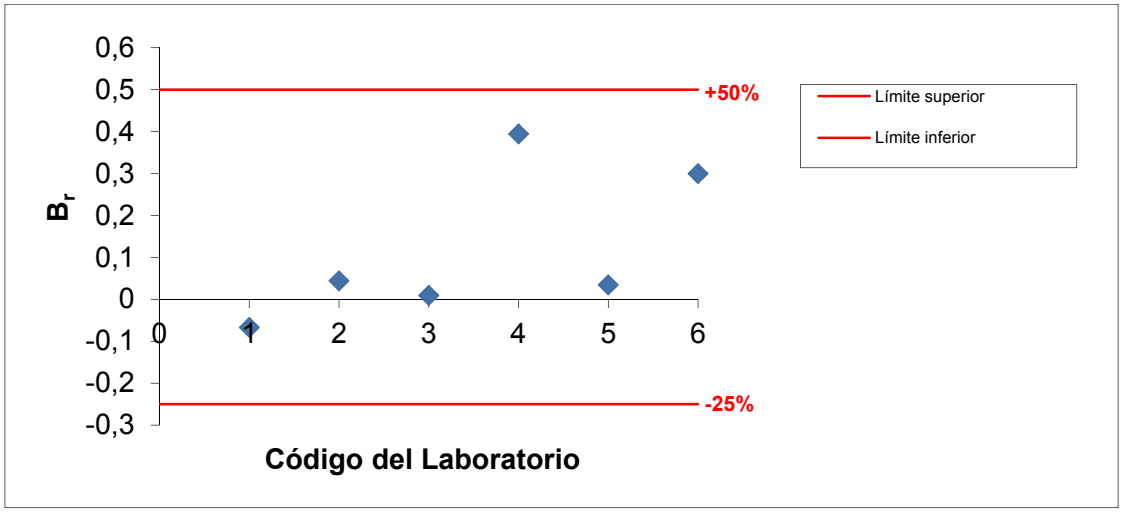


Figura 1. Sesgo relativo (B_r) de la medición reportada por los participantes

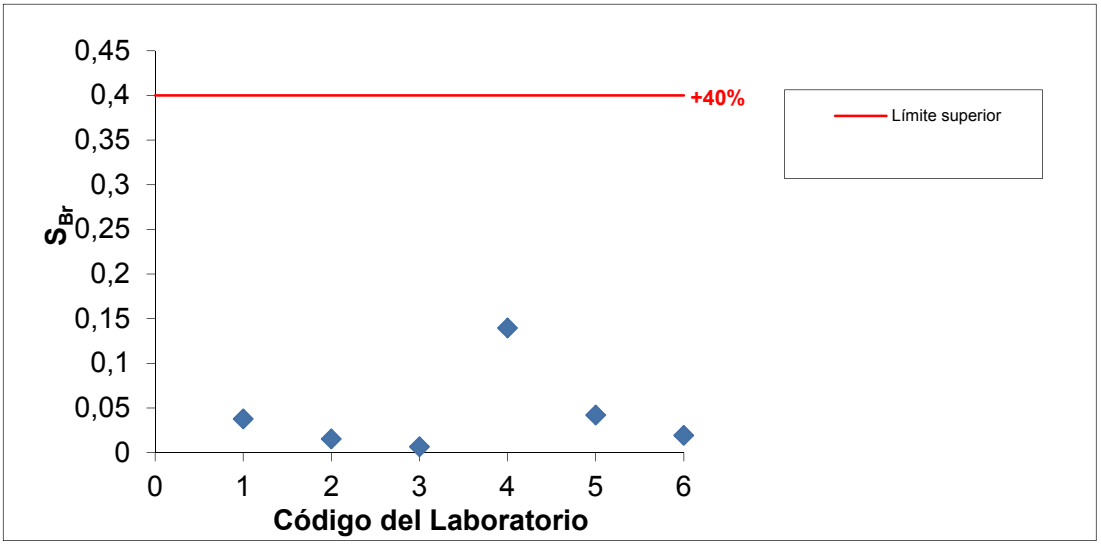


Figura 2. Dispersión relativa de los valores de B_r de las mediciones reportada por los participantes.

En la tabla 3 se presentan los resultados del estadístico E_n score.

Tabla 3. Resultados del análisis de desempeño mediante el estadístico E_n.

Código	Actividad (Bq)	Incertidumbre expandida U(A), k=2 (Bq)	$\lvert E_n \rvert$	Evaluación de desempeño
1	9460	520	0,98	Aceptado
2	10620	1484	0,29	Aceptado
3	10347	542	0,14	Aceptado
4	14226	1176	3,19	No Aceptado
5	10629	850	0,37	Aceptado
6	13207	594	4,06	No Aceptado

5.2 Resultados de la Incorporación y Dosis Efectiva

El Laboratorio Organizador realizó evaluaciones independientes de la Incorporación y Dosis Efectiva a partir del valor de actividad reportado por cada laboratorio siguiendo los lineamientos de las guías IDEAS.

El valor asignado de Incorporación y de E(50) para cada laboratorio se determinó a partir de un valor de consenso del Laboratorio Organizador.

A continuación se presenta el análisis del reporte de cada uno de los laboratorios respecto del laboratorio organizador (LO). El laboratorio 6 no reportó resultados de Incorporación y E(50).

Tabla 4. Resultados del Laboratorio 1 (L1) y Laboratorio Organizador (LO).

L1	LO	Observaciones
M (Bq)		**Período 1**
6450	6450	
σ (Bq)		
322	322	
I (Bq)		**Sesgo relativo de la Inc.**
33247	31618	5,2%
P (Bq)		**Observaciones**
0	0	----------
Fecha de Incorp.		**Observaciones**
28-nov	29-nov	----------
E(50) (mSv)		**Sesgo relativo de E(50)**
0,66	0,63	4,4%
e(50) (Sv/Bq)		**Observaciones**
2,00E-8	2,00E-8	----------
SF_B		**Observaciones**
1,15	1,15	----------
Paso Guías IDEAS		**Observaciones**
5B	3.5.1	*i

L1	LO	Observaciones
M (Bq)		**Período 2**
9460	9460	
σ (Bq)		
260	260	
I (Bq)		**Sesgo relativo de la Inc.**
31624	30098	5,1%
P (Bq)		**Sesgo relativo de P**
897	3320	-73,0%
Fecha de Incorp.		**Observaciones**
05-dic	06-nov	----------
E(50) (mSv)		**Sesgo relativo de E(50)**
0,63	0,60	4,7%
e(50) (Sv/Bq)		**Observaciones**
2,00E-8	2,00E-8	----------
SF_B		**Observaciones**
1,15	1,15	----------
Paso Guías IDEAS		**Observaciones**
5B	3.5.1	*i

* Observaciones al L1:
i) No identifica correctamente último paso de las guías IDEAS

Tabla 5. Resultados del Laboratorio 2 (L2) y Laboratorio Organizador (LO).

L2	LO	Observaciones
M (Bq)		**Período 1**
6450	6450	
σ (Bq)		
322	322	
I (Bq)		**Sesgo relativo de la Incorp.**
31618	31618	0,0%
P (Bq)		**Observaciones**
0	0	----------
Fecha Incorp.		**Observaciones**
29-nov	29-nov	----------
E(50) (mSv)		**Sesgo relativo de E(50)**
0,6324	0,63	0,1%
e(50) (Sv/Bq)		**Observaciones**
2,00E-8	2,00E-8	----------
SF_B		**Observaciones**
1,15	1,15	----------
Paso Guías IDEAS		**Observaciones**
3.5.1	3.5.1	----------

L2	LO	Observaciones
M (Bq)		**Período 2**
10620	10620	
σ (Bq)		
742	742	
I (Bq)		**Sesgo relativo de la Incorp.**
38280	35784	7,0%
P (Bq)		**Sesgo relativo de P**
3320	3320	0,0%
Fecha Incorp.		**Observaciones**
05-nov	06-dic	----------
E(50) (mSv)		**Sesgo relativo de E(50)**
0,7656	0,72	6,9%
e(50) (Sv/Bq)		**Observaciones**
2,00E-8	2,00E-8	----------
SF_B		**Observaciones**
1,15	1,15	----------
Paso Guías IDEAS		**Observaciones**
3.5.1	3.5.1	----------

Tabla 6. Resultados del Laboratorio 3 (L3) y Laboratorio Organizador (LO).

L3	LO	Observaciones
M (Bq)		**Período 1**
6450	6450	
σ (Bq)		
322	322	
I (Bq)		**Sesgo relativo de la Inc.**
34677	31618	9,7%
P (Bq)		**Observaciones**
0	0	----------
Fecha Incorp		**Observaciones**
29-nov	29-nov	----------
E(50) (mSv)		**Sesgo relativo de E(50)**
0,694	0,63	9,8%
e(50) (Sv/Bq)		**Observaciones**
2,00E-8	2,00E-8	----------
SF_B		**Observaciones**
2,06	1,15	*i
Paso Guías IDEAS		**Observaciones**
-------	3.5.1	*ii

L3	LO	Observaciones
M (Bq)		**Período 2**
10347	10347	
σ (Bq)		
271	271	
I (Bq)		**Sesgo relativo de la Inc.**
37515	34446	8,9%
P (Bq)		**Sesgo relativo de P**
3369	3320	1,5%
Fecha Incorp.		**Observaciones**
05-dic	06-dic	----------
E(50) (mSv)		**Sesgo relativo de E(50)**
0,750	0,69	8,9%
e(50) (Sv/Bq)		**Observaciones**
2,00E-08	2,00E-8	----------
SF_B		**Observaciones**
2,06	1,15	*i
Paso Guías IDEAS		**Observaciones**
	3.5.1	*ii

* Observaciones al L3:
i) No usa el valor recomendado para el SF_B, ii) No identifica el último paso de las Guías IDEAS

Tabla 7. Resultados del Laboratorio 4 (L4) y Laboratorio Organizador (LO)

L4	LO	Observaciones
M (Bq)		**Período 1**
6450	6450	
σ (Bq)		
322	322	
I (Bq)		**Sesgo relativo de la Incorp.**
33100	31618	4,7%
P (Bq)		**Observaciones**
3340	0	*i
Fecha Incorp.		**Observaciones**
	29-nov	* ii
E(50) (mSv)		**Sesgo relativo de E(50)**
0,3641	0,63	-42,4%
e(50) (Sv/Bq)		**Observaciones**
1,1 E-8	2,00 E-8	*iii
SF_B		**Observaciones**
1,05	1,15	*iv
Paso Guías IDEAS		**Observaciones**
	3.5.1	*v

L4	LO	Observaciones
M (Bq)		**Período 2**
14226	14226	
σ (Bq)		
588	588	
I (Bq)		**Sesgo relativo de la Incorp.**
55800	53480	4,3%
P (Bq)		**Sesgo relativo de P**
5640	3320	69,9%
Fecha Incorp.		**Observaciones**
	06-dic	*ii
E(50) (mSv)		**Sesgo relativo de E(50)**
0,6138	1,07	-42,6%
e(50) (Sv/Bq)		**Observaciones**
1,1 E-8	2,00 E-8	*iii
SF_B		**Observaciones**
1,05	1,15	*iv
Paso Guías IDEAS		**Observaciones**
	Continua 3.6	* v

* Observaciones al L4:
i) Halla erróneamente un valor de P; ii) No reporta fecha de incorporación; iii) El valor de e(50) es incorrecto, usa el valor de aerosol; iv) No usa el valor recomendado para el SF_B; v) No identifica el último paso de las guías IDEAS.

Tabla 8. Resultados del Laboratorio 5 y Laboratorio Organizador (LO).

L5	LO	Observaciones
M (Bq)		Período 1
6450	6450	
σ (Bq)		
322	322	
I (Bq)		**Sesgo relativo de Incorp.**
31773	31618	0,5%
P (Bq)		**Observaciones**
0	0	----------
Fecha Inc,		**Observaciones**
28-nov	29-nov	----------
E(50) (mSv)		**Sesgo relativo de E(50)**
0,630	0,632	-0,3%
e(50) (Sv/Bq)		**Observaciones**
2,0 E-8	2,00E-8	----------
SF_B		**Observaciones**
1,15	1,15	----------
Paso Guías IDEAS		**Observaciones**
3.5.1	3.5.1	----------

L5	LO	Observaciones
M (Bq)		Período 2
10629	10629	
σ (Bq)		
425	425	
I (Bq)		**Sesgo relativo de Incorp.**
35925	35828	0,3%
P (Bq)		**Sesgo relativo**
3336	3320	0,5%
Fecha Inc,		**Observaciones**
05-dic	06-dic	----------
E(50) (mSv)		**Sesgo relativo de E(50)**
0,710	0,716	-0,8%
e(50) (Sv/Bq)		**Observaciones**
2,0 E-8	2,0E-8	----------
SF_B		**Observaciones**
1,15	1,15	----------
Paso Guías IDEAS		**Observaciones**
3.5.1	3.5.1	----------

6 CONCLUSIONES

6.1 Resultados Medición

Los seis laboratorios participantes efectuaron la medición del simulador de tiroides siguiendo el procedimiento establecido en el protocolo de medición. El análisis de desempeño demuestra que el 100% de los laboratorios cumplen los criterios de veracidad y precisión. Sin embargo, en el análisis mediante el estadístico En, sólo los resultados de cuatro de los seis laboratorios son aceptables, demostrando que, si bien todos los laboratorios reportan el valor de actividad dentro de los parámetros aceptables, es necesario fortalecer la metodología para el cálculo de la incertidumbre asociada.

6.2 Resultados de la Incorporación y Dosis Efectiva

De los seis laboratorios que reportaron actividad en esta intercomparación, cinco completaron el cálculo de la dosis efectiva comprometida correspondiente al escenario de exposición interna propuesto por el Laboratorio Organizador. Cuatro laboratorios reportaron resultados de Incorporación y E(50) con un sesgo relativo menor al 10%.

Este ejercicio contribuyó a difundir los criterios vigentes para la evaluación de la exposición interna publicado por el grupo europeo de dosimetría (EURADOS) “IDEAS Guidelines for the Estimation of Committed Doses from Incorporaction Monitoring Data”.

7 REFERENCIAS

[1] ARCAL RLA/09/049. Procedimiento para la Determinación in vivo de Radionucleidos en el Cuerpo Humano. PR/ARCAL LXXVIII/04. Diciembre (2005).

[2] C.M. Castellani, J.W. Marsh, C. Hurtgen,E. Blanchardon, P. Berard, A. Giussani, M.A. Lopez. IDEAS Guidelines (Version 2) for the Estimation of Committed Doses from Incorporation Monitoring Data. EURADOS Report 2013-01 Braunschweig, March 2013.

[3] ISO 28218-1. Radiation Protection-Performance criteria for Radiobioassay, Suiza (2010).

[4] ISO/IEC 17043:2010. Conformity assessment- General requirements for proficiency testing.

ANEXO I:
Protocolo de la Intercomparación

INTERCOMPARACIÓN NACIONAL DE DOSIMETRÍA INTERNA

2014

"Protocolo de Medición de Actividad en Tiroides"

COORDINADOR:

Ana Rojo

Directora Técnica Laboratorio de Dosimetría Interna,
Gerencia de Apoyo Científico y Técnico, Autoridad Regulatoria Nuclear,
Centro Atómico Ezeiza, Buenos Aires, Argentina

arojo@arn.gob.ar

RESPONSABLES TÉCNICOS:

A. Rojo, N. Puerta, S. Gossio, I. Gómez Parada
Laboratorio de Dosimetría Interna
Gerencia de Apoyo Científico y Técnico
Autoridad Regulatoria Nuclear
Av. del Libertador 8250 (1429) – CABA – Argentina

TABLA DE CONTENIDOS

1 INTRODUCCIÓN.....

2 OBJETIVO DE LA INTERCOMPARACIÓN .....

3 OBLIGACIÓN DE LOS PARTICIPANTES .....

4 CONFIDENCIALIDAD .....

5 LABORATORIO ORGANIZADOR.....

7 CRONOGRAMA CON FASES DEL PROCESO.....

8 MEDICIÓN DEL SIMULADOR DE TIROIDES.....

8.1 DETERMINACIÓN DEL FONDO .....

8.2 ACTIVIDAD DE ^{133}BA MEDIDA .....

8.3 ANÁLISIS ESTADÍSTICO Y CRITERIO DE ACEPTACIÓN DE LOS RESULTADOS.....

8.3.1 Veracidad de la Medición.....

8.3.2 Precisión de la Medición.....

9 EVALUACIÓN DE LA MEDICIÓN PARA EL REPORTE DE LA DOSIS EFECTIVA - E(50) .....

9.1 ANÁLISIS ESTADÍSTICO Y CRITERIO DE ACEPTACIÓN DE LOS RESULTADOS.....

10 INFORME .....

ANEXO I: CÁLCULO DE ACTIVIDAD E INCERTIDUMBRE.....

1 INTRODUCCIÓN

Se presenta el protocolo de Intercomparación de la Medición de la Actividad en Tiroides. La elaboración del mismo tuvo en cuenta los criterios de las Normas ISO/IEC 17043:2010: "Conformity assessment- General requirements for proficiency testing", la ISO 28218-1:2010: "Radiation Protection-Performance criteria for Radiobiassay", como también lo establecido en el Proyecto ARCAL LXXVIII: RLA 9/049 – "Procedimiento para determinación in vivo de radionucleidos en el cuerpo humano" y los criterios vigentes para la evaluación de la exposición interna, publicados en la página web de EURADOS http://www.eurados.org/..., "IDEAS Guidelines (versión 2) for the Estimation of Committed Doses from Incorporation Monitoring Data".

2 OBJETIVO DE LA INTERCOMPARACIÓN

El objetivo de esta intercomparación es verificar la capacidad de medición *in vivo* de ^{131}I en tiroides de los laboratorios participantes y su capacidad de interpretación de datos de monitoreo individual para la evaluación de la exposición interna de los trabajadores.

3 OBLIGACIÓN DE LOS PARTICIPANTES

Los laboratorios participantes efectuarán la determinación de la actividad en un simulador de tiroides y posteriormente calcularán la dosis efectiva comprometida correspondiente a un caso simulado de exposición interna de un trabajador, siguiendo las instrucciones de este protocolo. Se solicita que completen con la información solicitada la planilla Excel "Resultados Intercomparación de Medición de Actividad en Tiroides 2014" (RIMAT 2014.xls). Esta planilla deberá ser enviada al organizador de acuerdo al cronograma acordado.

4 CONFIDENCIALIDAD

Todos los resultados generados en este ejercicio de intercomparación serán tratados por ARN como material confidencial. Los laboratorios participantes serán identificados mediante un código a los que sólo ellos accederán.

Al final de esta intercomparación, cada participante podrá comunicar su resultado, con la finalidad de demostrar su capacidad analítica, a organismos de tercera parte, clientes, etc. No está permitido que los participantes publiquen información sobre otros participantes del presente ejercicio. Los resultados globales de la intercomparación, sin identificación, podrán ser divulgados con fines científicos en revistas o congresos.

5 LABORATORIO ORGANIZADOR

El procesamiento y tratamiento de los ítems a ensayar (maniquí de cuello y dos simuladores de tiroides) está a cargo del Laboratorio de Dosimetría Interna (LDI) de la ARN, el cual se encuentra acreditado por el OAA. El alcance de la acreditación vigente se detalla en la Tabla 1.

Tabla 1. Alcance de la acreditación vigente del LDI ARN

Laboratorio	**Material/ Producto**	**Ensayo**	**Norma / Procedimiento interno**	**Acreditado**	
				Desde	**Hasta**
Laboratorio de Dosimetría Interna de la ARN (LE 193)	In vivo sobre tiroides humana	Determinación de actividad de ^{131}I en tiroides	Determinación de actividad de ^{131}I en tiroides (I-CTC-01)	25-04-2013	24-04-2017

Los participantes pueden dirigirse al Coordinador de este ejercicio en caso de consultas relativas a este ejercicio.

6 LABORATORIOS PARTICIPANTES

La convocatoria a este ejercicio estuvo dirigida a los laboratorios de dosimetría interna del país con capacidad para la medición directa de ^{131}I en tiroides y la evaluación de este dato de medición en términos de Dosis Efectiva. Se inscribieron para este ejercicio un total de 6 laboratorios.

7 CRONOGRAMA CON FASES DEL PROCESO

En la siguiente Tabla se presenta el cronograma acordado para esta intercomparación.

Tabla 2. Cronograma con fases del proceso

Preparación y transporte del ítem	junio - agosto 2014	LDI-ARN
Envío de los resultados a ARN	Antes del 1º de agosto de 2014	Participantes
Emisión del informe final con resultados	Noviembre 2014	LDI-ARN

8 MEDICIÓN DEL SIMULADOR DE TIROIDES

El Laboratorio de Dosimetría Interna de la ARN suministrará a laboratorios participantes un maniquí de cuello y dos simuladores de tiroides. Uno de los simuladores (Código 7) con actividad conocida para ser utilizado como patrón en la determinación del factor de calibración (cps/Bq) o la eficiencia (cps/γps). Las características de este patrón se encuentran en la Tabla 3. El otro simulador de tiroides (Código 2-12), con actividad desconocida, será el objeto de la intercomparación. Se requiere que el laboratorio reporte la actividad de ^{133}Ba en tiroides.

Los participantes deberán tratar los ítems de ensayo de acuerdo a los procedimientos de rutina del laboratorio.

Tabla 3. Datos de la fuente patrón (Código 7).

Radionucleido	^{133}Ba
Actividad	21,7 kBq
Fecha de referencia	20/04/2010
Incertidumbre estándar combinada (k=1)	2,25%
Trazable al	BIPM de Francia

El uso de ^{133}Ba como fuente de calibración en sistemas espectrométricos es efectivo para la medición de ^{131}I siempre que se garantice que la Región de Interés (RDI) posea la misma eficiencia en ambos espectros. La RDI que se recomienda usar para este propósito abarca una energía de 242 a 435 keV (Ver Anexo I).

8.1 Determinación del Fondo

Se requiere que el laboratorio participante realice una medición de una persona reconocidamente no contaminada, y no sometida a diagnóstico ni tratamiento con yodo, con la glándula tiroides íntegra. Debe reportarse la energía inicial y final del rango de medición o Región de Interés (RDI), así como el conteo total, neto y el tiempo de medición.

8.2 Actividad de ^{133}Ba medida

El laboratorio efectuará, como mínimo, 5 mediciones del simulador de tiroides (código 2-12). El resultado de la medición debe expresarse como (A ± 2u) Bq siendo "A" la actividad promedio de las mediciones realizadas, "u" la incertidumbre estándar combinada de las mediciones y "2u" la incertidumbre expandida la cual tiene un nivel de confianza de aproximadamente 95%. En el Anexo I se detalla la forma de calcular la Actividad de ^{133}Ba y su incertidumbre estándar combinada.

8.3 Análisis Estadístico y Criterio de Aceptación de los Resultados

8.3.1 Veracidad de la Medición: El estudio de la veracidad que realizará el laboratorio coordinador será a través del sesgo (Br, relative bias statistics) definido como:

$$B_r = \frac{(A - A_a)}{A_a} \qquad (1)$$

Donde:

B_r = Sesgo relativo.

A = Valor de actividad promedio.

A_a = Valor verdadero de la actividad.

El laboratorio participante obtendrá un resultado satisfactorio si el estadístico B_r se encuentra entre los limites $-0{,}25<B_r<0{,}5$) [ISO 28218-1:2010. "Radiation Protection-Performance criteria for Radiobiassay"].

8.3.2 Precisión de la Medición: La precisión será determinada a través de una serie de mediciones repetidas del simulador, usando el mismo equipo de medición, dentro del mismo laboratorio y en intervalos cortos de tiempo. La precisión del proceso de medición se evalúa por la dispersión relativa de los valores de B_{ri} respecto de su media B_r.

B_{ri} y $B_{r,}$ se definen como:

$$B_{ri} = \frac{(A_i - A_{ai})}{A_{ai}} \quad (2)$$

$$B_r = \frac{\sum_{i=1}^{n} B_{ri}}{n} \quad (3)$$

Donde:

B_{ri} = Sesgo relativo para la medición i.
B_r = Sesgo relativo.
A_i = Valor de obtenido de actividad en la medición i.
A_{ai} = Valor verdadero de la actividad de la medición i.
n = Número total de mediciones.

La dispersión relativa está definida como:

$$s_{B_r} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^{n} (B_{ri} - B_r)^2}{n-1}} \quad (4)$$

Donde:

s_{B_r} = Dispersión relativa de los valores de B_r
B_{ri} = Sesgo relativo para la medición i.
B_r = Sesgo relativo.
n = Número total de mediciones.

El laboratorio participante obtendrá un resultado satisfactorio si el valor absoluto del estadístico S_{B_r} es menor o igual a 0,4 [ISO 28218-1:2010. “Radiation Protection-Performance criteria for Radiobiassay”].

9 EVALUACIÓN DE LA MEDICIÓN PARA EL REPORTE DE LA DOSIS EFECTIVA - E(50)

El laboratorio debe evaluar la Dosis Efectiva Comprometida – E(50), debida a incorporación ^{131}I, asumiendo que se trata de un monitoreo rutinario.

Se expone a continuación la descripción del caso simulado de exposición interna de un trabajador para esta intercomparación:

DESCRIPCIÓN DEL ÁREA DE TRABAJO

Planta de producción de radioisótopos

PUESTO DE TRABAJO

Operador de la planta de producción

MONITOREO INDIVIDUAL

Monitoreo rutinario por medición de tiroides cada 7 días.

FORMA QUÍMICA

Iodo elemental (I_2)

CARACTERÍSTICAS FÍSICAS

Vapor

DATOS DEL MONITOREO

Durante todo el 2013 no se detectó actividad de ^{131}I en tiroides, salvo en los monitoreos de los días 2 y 9 de diciembre de 2013. El dato de medición del día 2 de diciembre es de 6450 Bq y la medición del 9 de diciembre corresponde a la determinada por el Laboratorio en este ejercicio, asumiendo que el resultado de medición de ^{133}Ba obtenido por su laboratorio corresponde a ^{131}I. A partir del 9 de diciembre, el trabajador inicia sus vacaciones.

Los resultados de las mediciones de la actividad de ^{131}I retenida en tiroides y la incerteza debida a la estadística de contaje (1σ) se muestran en la siguiente tabla.

Tabla 4. Resultados del monitoreo rutinario

Fecha	Actividad en tiroides de ^{131}I (Bq)	Incerteza debida a la estadística de contaje (1σ) (Bq)
25/11/2013	No Detectado	--------
02/12/2013	6450	322
09/12/2013	Introduzca su resultado de medición*	Introduzca la incertidumbre de la medición

*Asuma que el resultado de medición de ^{133}Ba obtenido por su laboratorio corresponde a ^{131}I.

DATOS PERSONALES

SEXO

Masculino

EDAD

28 años

PESO

71 kg

COMENTARIOS PARA EL REPORTE DE RESULTADOS

Estime la incorporación para cada período y la dosis efectiva total. Complete los datos solicitados en la planilla de Excel adjunta (Resultados de la Intercomparación de Actividad en Tiroides 2014" (RIMAT 2014.xls).

9.1 Análisis Estadístico y Criterio de Aceptación de los Resultados

La metodología utilizada para la evaluación estadística de los resultados reportados por los participantes es la adoptada en el 3° y en el 5° Ejercicio de Intercomparación Europeo (Report FZKA 6457,2000-Report SCK.CEN-BLG-1018, 2005). Este procedimiento es usado para verificar la presencia de valores atípicos en un conjunto de datos y permite identificar datos afectados por grandes errores.

La observación empírica nos lleva a considerar una distribución lognormal, como la apropiada para describir el comportamiento de los valores reportados por los participantes.

El procedimiento se basa en la hipótesis nula de que todos los datos pertenecen a una distribución lognormal. Si un valor estuviera fuera del intervalo de confianza del 98,8%, entonces la hipótesis nula es rechazada y el valor es considerado "No Aceptado" ("*outlier*"). Sin embargo, un dato identificado como No Aceptado, no necesariamente es un dato incorrecto, solo significa que está fuera de la distribución.

Basado en este enfoque se siguió el siguiente procedimiento:

1. Cálculo del logaritmo natural de todos los resultados, Xi
2. Cálculo de los parámetros de la distribución lognormal de todos los datos: Media Geométrica (MG) y la Desviación Estándar Geométrica (DEG)
3. Cálculo del estadístico z:

$$z = \frac{\ln X_i - \ln MG}{\ln DEG} \quad (5)$$

4. Identificación de todos los resultados con una desviación, z en el paso 3, de más de ± 2,5 (intervalo de confianza correspondiente a 98,8%). Estos valores se consideran como "*outliers*", y no serán utilizados para la evaluación estadística definitiva.
5. Repetición de los pasos 2, 3 y 4 sin los "outliers" identificados en el paso 4, hasta que los parámetros de la distribución se estabilicen.
6. Los parámetros finales de la distribución lognormal, MG y DEG, reportados en las tablas serán los valores estables encontrados en el paso 5.

En caso que el coordinador considere que los métodos de análisis estadístico no son apropiados, el mismo puedo optar por una metodología alternativa que sea apropiada para el tratamiento de datos.

10 INFORME

El Laboratorio Organizador entregará un certificado de participación a cada laboratorio con el análisis estadístico de sus resultados. Además todos los Laboratorios participantes recibirán un informe con el análisis de desempeño global.

ANEXO I: CÁLCULO DE ACTIVIDAD E INCERTIDUMBRE

La actividad a reportar es la actividad promedio de por lo menos 5 mediciones.

$$\overline{\mathrm{A}_{med}}\left(\mathrm{Bq\ de\ }^{133}\mathrm{Ba}\right) = \frac{\sum_{i=1}^{n} \overline{A_{med\ i}}}{n} \quad (1)$$

Donde

$\overline{\mathrm{A}_{med}}\left(\mathrm{Bq\ de\ }^{133}\mathrm{Ba}\right)$: Actividad promedio de la fuente de ^{133}Ba

$A_{med\ i}$: Es la Actividad de la fuente de ^{133}Ba de medición i

n : Número de mediciones

Se ilustra el método de cálculo de la actividad de la fuente de ^{133}Ba (código 2-12) de cada medición i:

$$\mathrm{A}_{med\ i}\left(\mathrm{Bq\ de\ }^{133}\mathrm{Ba}\right) = \frac{V_P - V_f}{FC} \quad (2)$$

Donde:

V_p = Tasa de cuentas netas de la fuente.

V_f = Tasa de cuentas netas del fondo.

FC = Factor de calibración en cps/Bq. Se obtiene con la fuente de actividad conocida de ^{133}Ba.

Puede obtener el Factor de calibración (FC) para ^{133}Ba en cps/Bq multiplicando la eficiencia del sistema de medición (η) y la emisividad (Y).

En particular si usa un sistema de espectrometría gamma, se puede calcular la actividad de la fuente de ^{133}Ba de cada medición *i* como se ilustra a continuación:

$$\mathrm{A}_{med\ i}\left(\mathrm{Bq\ de\ }^{133}\mathrm{Ba}\right) = \frac{\sum V_P - V_f}{\eta \times Y\ del\ ^{133}Ba\ en\ la\ RDI} \qquad (3)$$

Donde:

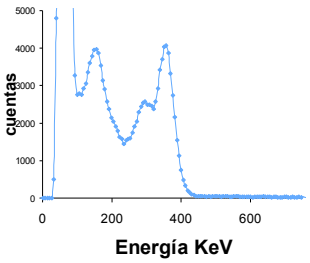
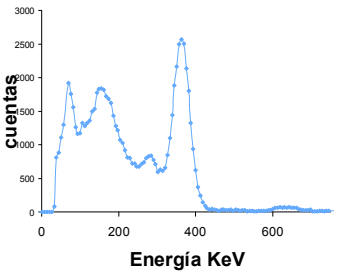
$\sum V_P$ = Sumatoria de las tasas de conteo neto de los fotopicos comprendidos en la Región de Interes RDI de la fuente de actividad desconocida.

V_f = Tasa de conteo neto del fondo en la RDI.

η= Eficiencia. Se obtiene con la fuente de actividad conocida de ^{133}Ba, empleando la misma región de interés.

Y del ^{133}Ba= Sumatoria de las emisividades de los fotopicos comprendidos en la RDI. Por ejemplo, en caso de que la RDI comprenda de 242-435 keV, la Y es igual a 0,9649 (Ver tabla 1).

Tabla 1. Datos de decaimiento, energía de emisión gamma, emisividad y espectro típico del ^{133}Ba y el ^{131}I tomado con detector de NaI(Tl).

Radionucleido	$T_{\frac{1}{2}}$ **(d)**	**Energía keV**	**Emisividad Y**	**u (Y)**	**Espectro típico con detector de NaI(Tl)**
^{133}Ba	3848,7	79,6142	0,0265	0,0005	
		80,9979	0,329	0,003	
		276,3989	0,0716	0,0005	
		302,8508	0,1834	0,0013	
		356,0129	0,6205	0,0019	
		383,8485	0,0894	0,0006	
^{131}I	8,02	80,185	0,02607	0,00027	
		284,305	0,0606	0,0006	
		364,489	0,812	0,008	
		636,989	0,0726	0,0008	

NOTA: El uso de ^{133}Ba como fuente de calibración en sistemas espectrométricos es efectivo para la medición de ^{131}I siempre que se garantice que la Región de Interés (RDI) posea la misma eficiencia en ambos espectros. La RDI que se recomienda usar para este propósito abarca una energía de 242 a 435 keV, la cual presenta una emisividad (Y) para el ^{133}Ba de 0,9649.

La incertidumbre estándar combinada asociada al resultado de la Actividad promedio a reportar puede ser calculada según la siguiente expresión:

$$u(\overline{A_{med}}) = \overline{A_{med}} \times \sqrt{\left(\frac{u(\eta)}{\eta}\right)^2 + \frac{\sum_{i=1}^{n} u^2(C_{Ni})}{[\sum_{i=1}^{n} C_{Ni}]^2} + \left(\frac{u(Y)}{Y}\right)^2 + \left(\frac{u(k_1)}{k_1}\right)^2 + Ej^2} \quad (4)$$

Donde:

$u(\overline{A_{med}})$: Incertidumbre estándar combinada asociada a la Actividad promedio medida.

$(\overline{A_{med}})$: Actividad promedio medida. Promedio de por lo menos 5 mediciones

$u(C_{Ni})$: Incertidumbre estándar asociada al número de Cuentas Netas de la medición i

C_{Ni}: Cuentas Netas de la medición i en el rango de medición o Región de Interés RDI

$u(\eta)$: Incertidumbre estándar combinada asociada a la eficiencia η

$u(Y)$: Incertidumbre estándar asociada a la emisividad Y

$u(k_1)$: Incertidumbre asociada al factor k_1.

k_1: Factor de corrección por decaimiento desde el momento de la calibración hasta el comienzo de la medición.

Ej: Es la incertidumbre relativa asociada a otros factores que se consideren importantes, como la variación del fondo, el posicionamiento, el tamaño de tiroides, la atenuación.

-FIN PROTOCOLO DE INTERCOMPARACIÓN-

ANEXO II:

Desempeño de cada Laboratorio

Laboratorio 1

Medición de Actividad en tiroides	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
Sesgo (B_r)	Aceptado
Precisión (S_{Br})	Aceptado
E_n	Aceptado

Reporte de E(50)	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO: Sesgo (B_r)
Período 1:	4,4%
Período 2:	4,7%

Laboratorio 2

Medición de Actividad en tiroides	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
Sesgo (B_r)	Aceptado
Precisión (S_{Br})	Aceptado
E_n	Aceptado

Reporte de E(50)	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO: Sesgo (B_r)
Período 1:	0,1%
Período 2:	6,9%

Laboratorio 3

Medición de Actividad en tiroides	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
Sesgo (B_r)	Aceptado
Precisión (S_{Br})	Aceptado
E_n	Aceptado

Reporte de E(50)	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO: Sesgo (B_r)
Período 1:	9,8%
Período 2:	8,9%

Laboratorio 4

Medición de Actividad en tiroides	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
Sesgo (B_r)	Aceptado
Precisión (S_{Br})	Aceptado
E_n	No Aceptado

Reporte de E(50)	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO: Sesgo (B_r)

Período 1:	-42,4%
Período 2:	-42,6%

Laboratorio 5

Medición de Actividad en tiroides	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
Sesgo (B_r)	Aceptado
Precisión (S_{Br})	Aceptado
E_n	Aceptado

Reporte de E(50)	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO: Sesgo (B_r)
Período 1:	-0,3%
Período 2:	-0,8%

Laboratorio 6

Medición de Actividad en tiroides	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO
Sesgo (B_r)	Aceptado
Precisión (S_{Br})	Aceptado
E_n	No Aceptado

Reporte de E(50)	EVALUACIÓN DE DESEMPEÑO: Sesgo (B_r)
Período 1:	No reporta resultados
Período 2:	No reporta resultados

Análisis de las publicaciones de la Autoridad Regulatoria Nuclear para el período 2000-2014

Wallingre, G.V.; Carregado, M.A. y Barone, M.L.

Publicado como material de la serie ARN PI 4/15

ANÁLISIS DE LAS PUBLICACIONES DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR PARA EL PERÍODO 2000-2014

Wallingre, G.V.; Carregado, M.A. y Barone, M.L.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

El presente trabajo analiza los hábitos de publicación en la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) de Argentina para el período 2000-2014 a través de indicadores de volumen de documentos, tipología, idioma y coautoría. Hace un enfoque en las publicaciones en revistas caracterizándolas mediante indicadores de su país de origen, idioma y acceso a la vez que mide su impacto y visibilidad a través de su clasificación en el SJR (SCImago Journal Rank) y su Factor de Impacto. Finalmente detalla las revistas de Acceso Abierto en las que la ARN ha publicado y describe brevemente el uso de este modo de difusión.

Palabras clave: Hábitos de publicación – Publicación científica – Revistas científicas – Indicadores de Impacto – Indicadores de visibilidad – Acceso Abierto – Autoridad Regulatoria Nuclear

ABSTRACT

Title: Analysis of publications by the Nuclear Regulation Authority for the period 2000-2014.

This paper analyzes the publication habits by the Nuclear Regulation Authority (ARN) of Argentina for the period 2000-2014, through indicators of volume, typology, language and co-authorship. It makes focus on publications in academic journals and characterizes them by publication country, language and access, and at the same time measures their impact and visibility through their classification in the SJR (SCImago Journal Rank) and their Impact Factor. Finally, it makes an introduction of Open Access journals in which the ARN has published, and briefly describes this method of dissemination.

Key Words: Publication habits – Scientific Publication – Academic Journals – Impact Indicators – Visibility Indicators – Open Access – Nuclear Regulatory Authority

1. INTRODUCCIÓN

¿Para qué le sirve a una institución verse a sí misma a través de los documentos que publica? Por un lado, a los mismos autores les permite conocer cómo, cuánto y a quiénes comunican lo que saben; por otro lado a quienes ocupan posiciones estratégicas les facilita evaluar el cumplimiento de objetivos, detectar la necesidad de nuevas líneas de trabajo y tomar decisiones sobre el funcionamiento de los grupos que administran. Finalmente para la biblioteca, ya que en la mayoría de los casos, quienes publican son sus usuarios y conocer sus hábitos de publicación permite planificar mejor los servicios, además de tener las herramientas para asesorarlos en los aspectos relacionados a la publicación científica.

A partir de este trabajo, los lectores tendrán una visión global de su forma de publicar y, ya que la revista es actualmente el principal medio para la comunicación científica formal (Delgado López-Cózar, 2009), accederán a una valoración sobre el impacto y visibilidad de las revistas que la ARN ha elegido para publicar sus trabajos. Al mismo tiempo tendrán una aproximación a las posibilidades que ofrece el Acceso Abierto como forma de publicación.

Se considera importante aclarar que la investigación no es el fin principal de la institución sobre la que se trabaja, por lo que no puede ser comparada con instituciones concebidas para la investigación y desarrollo. Pero, si se contempla que “a través de la investigación podemos descubrir lo desconocido, cuestionar verdades heredadas o solucionar problemas.” (Nicolás-

Cisneros, 2008) entendemos que todo profesional en cualquier institución puede y necesita investigar, debe y le beneficia publicar.

La publicación científica y la evaluación de revistas

Muchas razones pueden motivar la publicación de trabajos científicos. Por ejemplo, quienes se dedican a la docencia universitaria tienen la obligación de publicar en revistas de amplio alcance y cierto reconocimiento, para poder concursar cargos docentes. Algo similar ocurre con quienes están en carreras de investigación cuyas publicaciones son prueba de sus avances y el logro de objetivos. Por la razón que sea, el motor está en la necesidad de comunicar lo que se sabe e ir conformando a lo largo de la historia "un archivo de la actividad científica que se incorpora al acervo cultural de la humanidad" (Fernández, 1998), un registro de su contribución al progreso de la sociedad.

Gutiérrez Rojas (2011, p.366), al analizar la necesidad de medir la calidad de lo que se publica en medicina, parte de la idea de que "publicar es algo connatural al trabajo del científico y hacer ciencia es sinónimo, por tanto, de socializar los resultados de la investigación (…). La publicación y la difusión de los resultados de la investigación es, por tanto, una necesidad de la ciencia y de la sociedad." Una vez escrito lo que se haya creado, descubierto o pensado se llega a este paso de socializar el conocimiento científico. Esta socialización puede ocurrir en dos etapas: una primera dentro de la comunidad científica, donde luego de haber pasado por una revisión de pares (formal o informal) el trabajo se difunde entre colegas y una segunda etapa, de difusión a la sociedad en general por medio de publicaciones denominadas de divulgación. Aquí el trabajo ya ha pasado por suficientes procesos de revisión y adaptación, quedando preparado para ser parte del saber común.

La forma que toman los trabajos científicos y el medio por el que se decide darlos a conocer, afecta altamente su impacto y repercusión.

Los canales formales e informales de comunicación más usuales según Delgado López-Cózar y Ruiz Pérez (2009) son los siguientes:

1 – Canales de comunicación informal, que son aquellos reducidos a la esfera privada, al ámbito de las relaciones personales entre científicos

- Correspondencia (antes postal y hoy electrónica): permite transmitir la información científica de forma extensa, explícita pero particularizada. Los científicos ponen en conocimiento directo de sus pares – colegas que comparten sus mismas líneas de investigación – cuales son sus logros con el fin no sólo de informales sino de recibir críticas y comentarios.

- Los congresos, seminarios, conferencias, jornadas y encuentros científicos: permiten adelantar resultados de investigación, discutiendo ideas o anunciando nuevos conocimientos y descubrimientos científicos. Constituyen una pieza fundamental para la articulación de una comunidad científica o profesional y actúan como un elemento vertebrador del grupo social.

- Los informes científicos y técnicos: son memorias que contienen los resultados de las investigaciones realizadas dentro de una empresa pública o privada como parte de sus actividades de investigación y desarrollo. La circulación de estos documentos es muy restringida, con unos contenidos bastante formalizados aunque no estandarizados.

- Blogs y foros electrónicos: son medios de comunicación, es decir, sirven para transmitir y recibir información. Los productores y consumidores de información en este medio, esto es, los autores y lectores son los mismos a un tiempo y los responsables directos de la información circulante.

2 – Canales de comunicación formal. Son aquellos concebidos para ser publicados y, por tanto, puestos a disposición del público interesado tras haber superado alguno de los mecanismos de control de los contenidos propios de la ciencia.

- Los libros: todavía hoy en Humanidades y en algunas disciplinas de las Ciencias Sociales siguen desempeñando el rol de principal medio de difusión de resultados originales de investigación. En el resto de las disciplinas han asumido el papel de sintetizar el conocimiento consolidado y socialmente aceptado con el fin de fijar lo que ya se conoce (revisiones bibliográficas y tratados) o de servir de herramienta didáctica (libros de texto).

• Las revistas científicas: son en la actualidad, prácticamente en la totalidad de las ciencias el principal medio de comunicación. Surgieron ante la necesidad de un medio de comunicación que diese mayor velocidad al tráfico de ideas, que acogiese en su seno a las distintas ramas del conocimiento, que lo hiciese de una manera breve y concisa y que de alguna manera certificase su autenticidad y sancionase su rigor. Se convirtieron en el medio más seguro que tenían los científicos para que sus ideas fueran difundidas, tuvieran influencia y no se las apropiara nadie.

De estas amplias posibilidades que tienen los científicos para comunicar sus trabajos, es prácticamente una convención, a la luz de su sólida trayectoria, que la revistas científicas son el medio por excelencia para estos fines, fundamentalmente porque la revista científica reúne todas las funciones principales de la comunicación científica: la certificación de calidad; la protección legal de los derechos de autor (tanto las de acceso abierto como las de acceso restringido); la transferencia del conocimiento directamente relacionado con la revelación de los resultados de la investigación y la búsqueda del saber, y por último, la función de archivo relacionada con el almacenamiento, accesibilidad, etc., que asegura la estabilidad de la información. (Martín Sempere, 2001)

Los artículos en revistas científicas tienen un gran potencial de análisis para evaluar la investigación, ya que junto con las patentes, son los principales productos de ésta. De aquí la necesidad de contar con metodologías de evaluación y herramientas que permitan realizar este tipo de análisis. Este trabajo hace un análisis básico pero suficiente para cumplir sus objetivos y alcanzar la utilidad planteada. Además sienta bases para futuros estudios similares al ser el primero que se realiza sobre esta institución.

2. OBJETIVOS

Objetivo Principal:

Presentar una visión global de las publicaciones de la Autoridad Regulatoria Nuclear durante el período 2000-2014 mediante el análisis de sus hábitos de publicación con un enfoque en las revistas científicas.

Objetivos específicos:

Para el análisis de los hábitos de publicación:

- Caracterizar el total de las publicaciones durante el período abordado tomando en cuenta el idioma de publicación, el volumen, los tipos de documentos y su evolución a lo largo del período.

- Determinar el tipo de colaboración, el índice de coautoría y su evolución a lo largo del período.

Para el análisis de las revistas:

- Examinar la visibilidad y el impacto de las revistas mediante su valoración en el Indicador SJR (SCImago Research Group) y en el Factor de Impacto (Thompson Reuters).

- Determinar los porcentajes de trabajos publicados en revistas de acceso abierto.

- Dar a conocer títulos de revistas de acceso abierto dentro la cobertura temática donde la ARN potencialmente podría publicar.

- Realizar un mapa de los países de origen e idioma de las revistas seleccionadas para publicar.

3. METODOLOGÍA Y FUENTES

El estudio de los *hábitos de publicación* se ha realizado utilizando como fuente de datos las Memorias Técnicas de la institución que se editan anualmente y compendian en texto completo (excepto publicaciones con Copyright) todas las publicaciones del personal. Por otra parte se

utilizó el Informe Anual de actividades de la ARN, que contiene un anexo[1] con las referencias de todo lo publicado durante el año. Finalmente, se completó la recogida de datos con los resultados de una búsqueda por afiliación en la base de datos Scopus para el período abordado. Todos los datos fueron volcados y procesados en una planilla de cálculo a partir de la cual se fueron extrayendo los indicadores buscados.

El *análisis de revistas* se realizó a partir de los títulos de revistas científicas extraídos del total de documentos analizados. De cada uno de los títulos se buscó obtener la clasificación en el SCImago Journal Rank y el Factor de Impacto.

Para conocer la evaluación dada por el **Scimago Journal Rank (SJR)**, se buscó cada título en la sección de "Journal Search" a fin de conocer su clasificación en los cuartiles por categorías temáticas que ordenan las revistas catalogadas dentro de cada una de ellas según el valor del Indicador SJR[2] que le corresponda. Este indicador es elaborado por el grupo de investigación SCImago perteneciente al Consejo Superior de Investigaciones Científicas de España dedicado al análisis de información científica. Se obtiene mediante el algoritmo Google Page Rank® y muestra la visibilidad de las revistas incluidas en la base de datos Scopus de Elsevier a partir de 1996. Entre sus principales cualidades está el haber sido diseñado para ponderar las citaciones según el prestigio de la revista citante, teniendo en cuenta también la cercanía temática entre las revistas citadas y las citantes (Guerrero-Bote, V.; Moya-Anegón, F., 2012), otra gran ventaja es que es de acceso abierto. Ya que una revista puede estar clasificada en más de una categoría temática, puede pertenecer a distintos cuartiles según el valor del Indicador SJR que haya obtenido en cada una de ellas siendo el cuartil 1 el que contiene las revistas con el indicador más alto y el cuartil 4 las revistas con el indicador más bajo. Finalmente, vale aclarar que aunque este indicador muestra la visibilidad de las revistas, se puede considerar también evaluada su calidad editorial y de contenido pues para ser incluidas en Scopus deben ser sometidas a un proceso de evaluación que contempla ambos aspectos, esto mismo se aplica para las revistas con Factor de Impacto (ver Anexo I). Para obtener el **Factor de Impacto** publicado en el Journal Citations Reports por la agencia Thompson Reuters se ingresó al sitio Web de cada revista ya que es de acceso por suscripción. Este indicador es ampliamente conocido en el ámbito de todas las ciencias pero está siendo muy cuestionado para medir el impacto de las investigaciones. Esto ha dado lugar a otros indicadores alternativos entre los que se cuenta el SJR usado para este trabajo.

Si bien el período de datos recolectados es 2000-2014, tanto esta clasificación en el SJR como la del Factor de Impacto comprenden las publicaciones hasta el 2013 que es el último año incluido en ambos indicadores para su cálculo al momento en que se realizó este trabajo.

Para saber si cada título ofrecía acceso abierto, se los buscó particularmente en la base de datos DOAJ (Directory of Open Access Journals[3]) e igualmente se ingresó a cada sitio para probar la posibilidad de acceso al texto completo aun cuando fuere parcial.

La elaboración del listado de títulos de revistas de acceso abierto dentro la cobertura temática de la ARN se realizó siguiendo estos pasos:

1) Se consultaron repertorios de revistas científicas y académicas de acceso libre que cuenten con determinados estándares de calidad editorial y de contenido para incluirlas: DOAJ (Directory of Open Access Journals): http://doaj.org/

SCIELO: www.scielo.org.ar

BVS: http://www.bvs.org.ar/

2) Se realizaron búsquedas temáticas en el área de la protección radiológica y seguridad nuclear y se recopilaron otros títulos de revistas de acceso abierto. Se identificaron sus países de origen y las áreas de cobertura científico-técnicas.

[1] El anexo 3 del informe anual comenzó a publicarse en 2007 por lo que se lo tomó en cuenta desde ese año.

[2] En este link extraído de la página oficial de Scimago Journal & Country Rank, se presenta y explica cómo se obtiene el Indicador de SJR basado en el análisis de citas: http://arxiv.org/ftp/arxiv/papers/0912/0912.4141.pdf

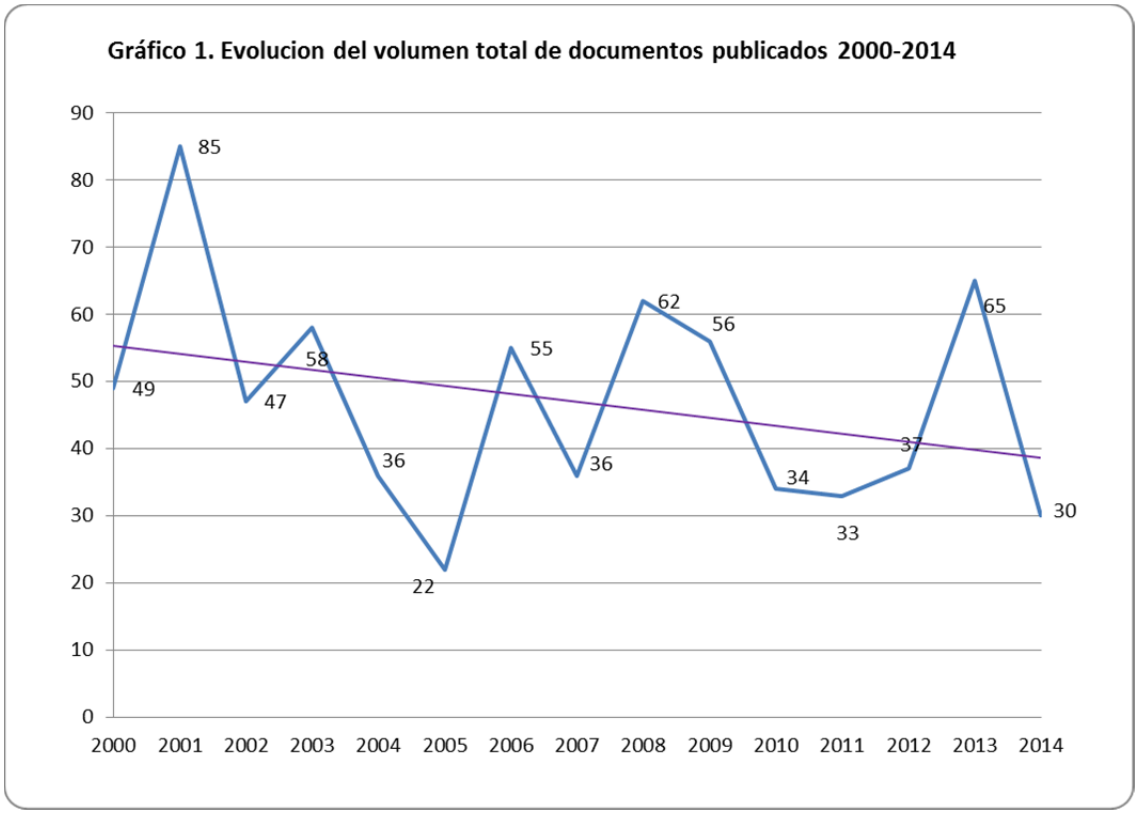
[3] www.doaj.org

3) Teniendo en cuenta las importantes bases de datos referenciales utilizadas con mayor frecuencia en el área de la seguridad nuclear, se corroboró si las revistas seleccionadas estaban indizadas en ellas con el fin de tener una aproximación a la visibilidad de esas publicaciones. Las bases consultadas fueron INIS Collection Search y SCOPUS.

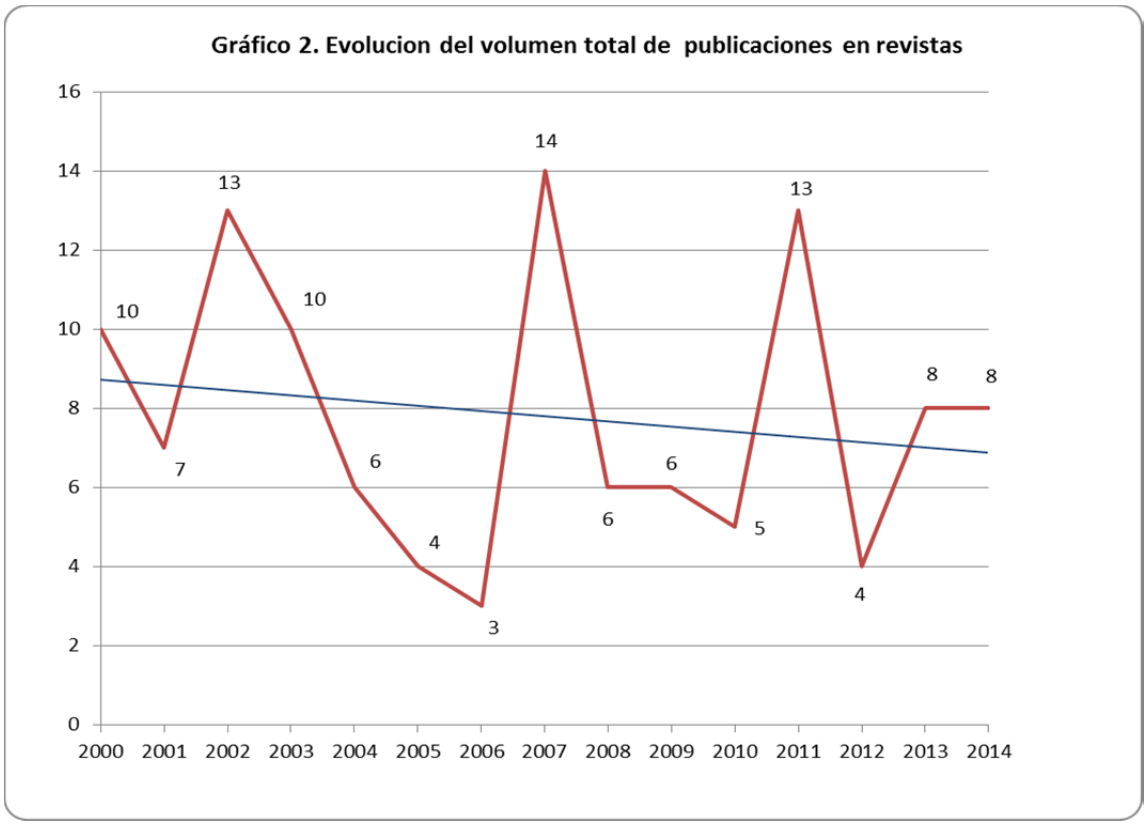
4. DESARROLLO Y RESULTADOS

4.a - Indicadores de hábitos de publicación

Se relevaron en total 705 publicaciones para este período de 15 años lo que representa un promedio anual de 47 trabajos cuyo volumen ha tenido una variación importante en algunos años tal como se puede leer en el Gráfico 1. Encontramos 6 años con un rango de publicación entre los 47 y 62 documentos y otros 6 años en los que se publicaron entre 30 y 37 alternados entre ellos. Sin embargo la línea de tendencia indica que el volumen anual de publicaciones de la ARN ha ido disminuyendo.



Por otro lado, las publicaciones en revistas para el mismo período muestran una situación similar a la del total de documentos aunque con un declive menos marcado de la línea de tendencia. Encontramos en forma alternada 5 años que presentan entre 10 y 14 publicaciones en revistas y 8 años en los que la presencia en revistas fue de entre 3 y 7 artículos.



Respecto al idioma de las publicaciones, evidentemente no hay una preferencia marcada. No se refleja aquí una barrera idiomática con el inglés, el idioma con más alcance para la comunicación científica y con el que las posibilidades de ser citado superan grandemente a la publicación en otros idiomas. (Moya Anegón, 2005, p. 182). El idioma de publicación depende en gran parte del alcance del tipo de publicación que se elige. En este caso, si bien prácticamente todas las publicaciones en revistas son en inglés, las presentaciones en congresos internacionales son la primer razón de este alto porcentaje ya que tanto las publicaciones internas como las presentaciones en congresos nacionales son en español.

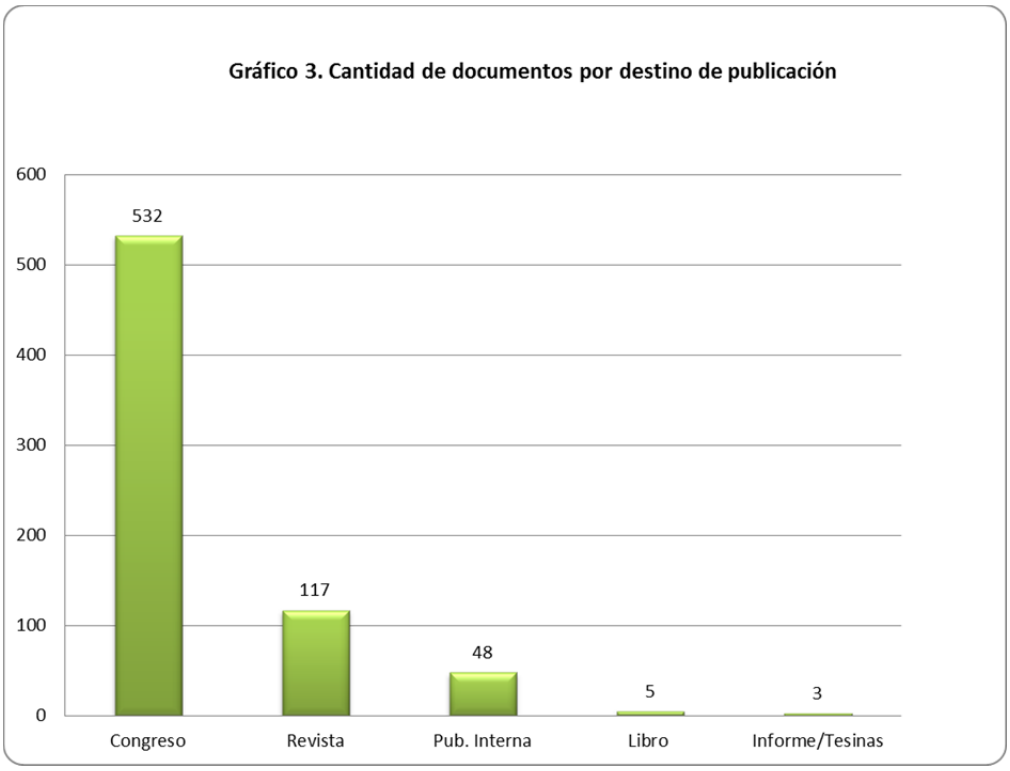
Tabla 1. Idioma

Idioma	Cantidad de Documentos	Porcentaje
Español	337	48%
Inglés	368	52%

Respecto a la tipología de los documentos producidos, dentro de la categoría “Congreso” se consideraron todos los congresos, seminarios, talleres y reuniones anuales de instituciones científicas nacionales, regionales e internacionales. Como se puede ver en el gráfico 3, son el principal destino de publicación. Estos medios de difusión favorecen mucho el intercambio de ideas entre colegas aunque no son los que aportan mayor visibilidad.

En cuanto a la Publicación Interna, corresponde a lo que se denomina “literatura gris” que son documentos de difusión restringida y no convencional. Este material tiene una circulación predominantemente institucional: está disponible en forma impresa en las bibliotecas y en forma electrónica en la Intranet. La única difusión más allá del alcance mencionado, es su indización en la base de datos INIS del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA)[4].

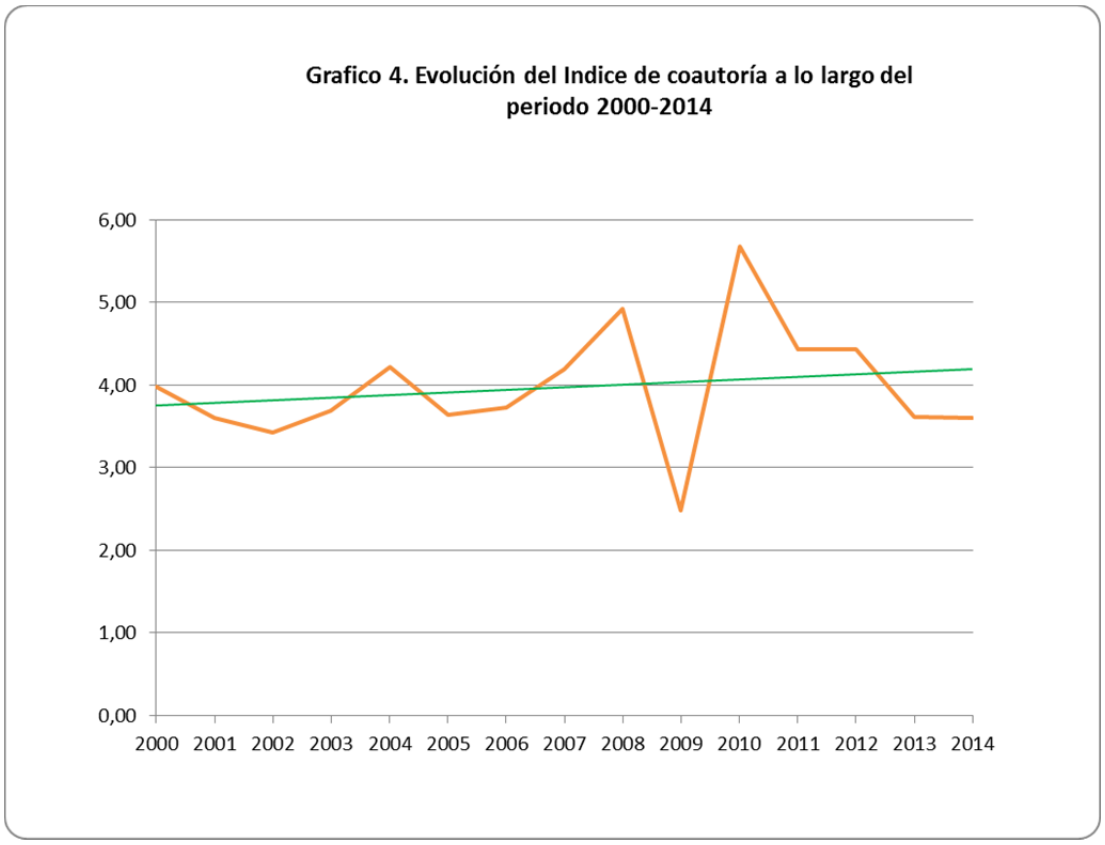
[4] http://www.iaea.org/inis/inis-collection/index.html



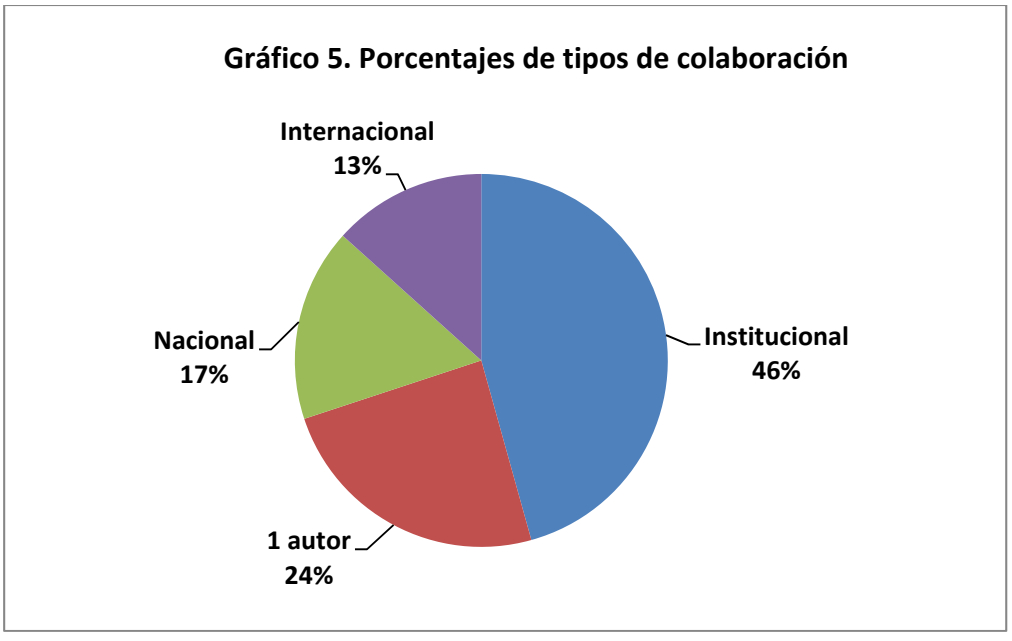
Otro de los indicadores considerados, es el de la colaboración entre autores. Tal como indica Sanz Casado, (2002) es un aspecto importante a tener en cuenta, ya que refleja la tendencia de los grupos de investigación a aumentar la eficiencia de los recursos disponibles, incrementando la cantidad y calidad de los documentos que publican mediante la búsqueda de una colaboración más intensa con otros científicos o grupos de colaboración. Para analizar este hábito se utilizó el índice de coautoría[5] que da información sobre el tamaño de los equipos de trabajo y la mayor o menor importancia de los canales informales de comunicación. (Sanz Casado, 1997, p. 57; Bonilla Calero, 2008, p. 701).

El Índice de coautoría para el total de los documentos durante todo el período es 4. En el gráfico 4 que representa su evolución a lo largo de los años. Vemos que, con alguna variación aislada, se ha mantenido a lo largo del período por encima de los 3 autores por documento y con una tendencia a aumentar. Aunque no se vea bien reflejada su relación con el volumen de documentos por año, sin duda el trabajo en colaboración incrementa la cantidad de publicaciones por el simple hecho de que está basado en la división del trabajo a la vez que la diversidad de enfoques sobre un tema, enriquecen el contenido.

[5] Cantidad de autores/Cantidad de Documentos



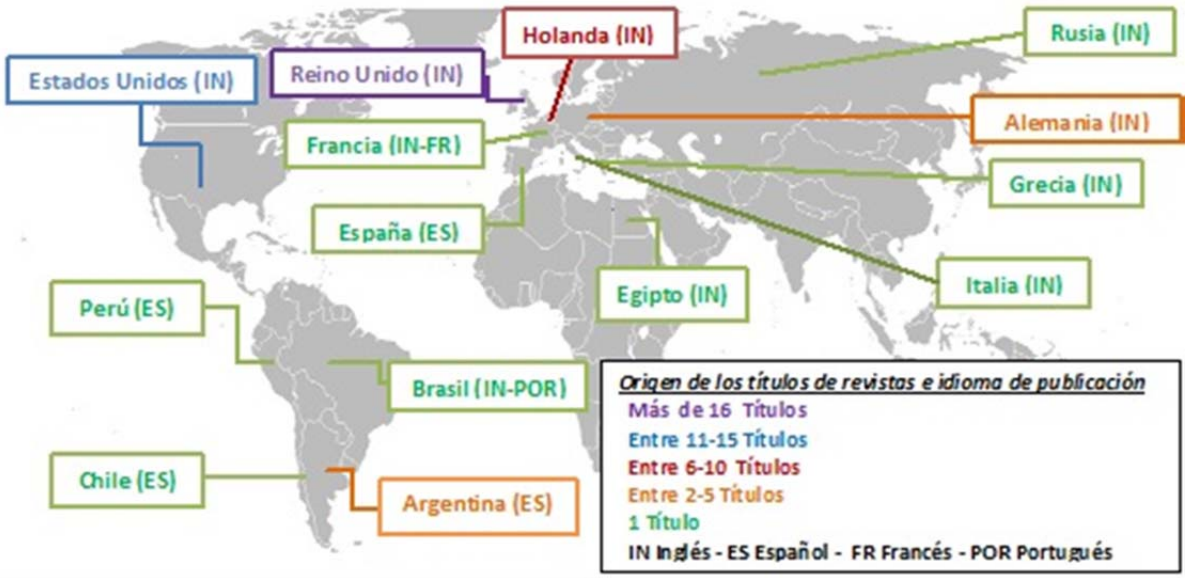
Este hábito de publicar en colaboración tiene una relación comprobada con el número de citaciones (Hsu, 2008). En el Gráfico 5 se muestran los tipos de colaboración. Casi la mitad se han realizado en grupos compuestos por personal de la institución y resulta llamativo que un cuarto del total no fue escrito en colaboración, es muy probable que en gran parte esto se deba a los trabajos de expertos de la institución que suelen publicar solos. El cuarto restante se reparte entre grupos de trabajo formados con distintas instituciones de Argentina y grupos internacionales.



4.b – <u>Análisis de revistas</u>

- Durante el período 2000-2014 se publicaron 117 artículos en 55 revistas de las cuales 45 publican sólo en inglés, 6 sólo en español, 1 en inglés/francés; 1 en español/inglés; 1 en español/portugués y 1 en inglés/portugués. El origen de las revistas es mayormente europeo y estadounidense, las revistas latinoamericanas provienen de Perú, Argentina, Brasil y Chile. En la Figura 1 se puede apreciar mejor estos datos:

Figura 1.



- Para el análisis de visibilidad y calidad de las revistas, en la Tabla 2 se encuentra la lista de títulos en los que se ha publicado y su evaluación según el valor del indicador en el SJR (SJR) y del Factor de Impacto (FI):

Tabla 2. Clasificación según SJR y Factor de Impacto.

REVISTA	FI	SJR	Cantidad de Artículos
Journal of Investigative Dermatology	6.372	Q1	1
European Journal of Nuclear and Molecular Imaging	5.217	Q1	2
Molecular Biology of the Cell	4.458	Q1	1
Journal of Environmental Radioactivity	3.571	Q1	2
Neurotoxicology	3.054	Q2	3
Environmental and Molecular Mutagenesis	2.553	Q2	1
Mutation Research/Genertic Toxicology and Environmental Mutagenesis	2.481	Q3	2
Radiation Research	2.445	Q1	2
Nuclear Medicine and Biology	2.408	Q3	1
Journal of Luminescence	2.367	Q2	1
Journal of Quantitative Spectroscopy and Radiative Transfer	2.288	Q1	1
Human Immunology	2.282	Q2	1
Soil and Tillage Research	2.275	Q1	1
Cellular Immunology	1.874	Q3	1
International Journal of Radiation Biology	1.837	Q2	2
Journal of Physics and Chemistry of Solids	1.594	Q2	1
Journal of Instrumentation	1.526	Q1	1
Physica Status Solidi (A) Applications and Materials	1.525	Q2	2
Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry	1.415	Q2	6
Radiochimica Acta	1.411	Q2	1
European Physical Journal D	1.398	Q2	2
Measurement Science and Technology	1.352	Q2	1
Journal of Radiological Protection	1.319	Q2	2
Physica B: Condensed Matter	1.276	Q2	1
Biomedical Engineering / Biomedizinische Technik	1.227	Q2	1
Radiation Physics and Chemistry	1.189	Q2	1
Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section B	1.186	Q1	2
Applied Radiation and Isotopes	1.158	Q2	2
In Vivo	1.148	Q2	1
Radiation Measurements	1.140	Q2	7
Annals of Nuclear Energy	1.020	Q1	4
Nuclear Engineering and Design	0.972	Q1	2
Radiation Protection Dosimetry	0.861	Q2	8
Health Physics	0.774	Q3	5
Radioprotection	0.596	Q3	1
Medicina (Buenos Aires)	0.421	sin datos	3

Science and Technology of Nuclear Installacions	0.343	Q3	6
Fluid Dynamics	0.320	Q3	1
Rev. Int. Mét. Num. Calc. Dis. Ing.	0.229	Q3	1
International Journal of Heat and Technology	sin datos	Q3	2
Journal of Physics: Conference Series	sin datos	Q4	1
Packaging, Transport, Storage and Security of Radioactive Material	sin datos	Q4	1
Radioactivity in the Environment	sin datos	Q4	1
Annals of the ICRP	sin datos	Q3	1
AIP Conference Proceedings	sin datos	sin datos	3
Brazilian Journal of Radiation Sciences	sin datos	sin datos	1
Ciencia Hoy	sin datos	sin datos	1
International Conference on Nuclear Engineering, Proceedings ICONE	sin datos	sin datos	1
International Conference on the Physics of Reactors 2008 PHYSOR 08	sin datos	sin datos	1
Journal of Nuclear Materials Management	sin datos	sin datos	2
Revista OAA	sin datos	sin datos	1
Revista Tecnología & Desarrollo	sin datos	sin datos	1
Seguridad Radiológica	sin datos	sin datos	13
Alasbimn Journal	sin datos	sin datos	1
Mecánica Computacional	sin datos	sin datos	2

Como se señaló anteriormente, el Factor de Impacto consiste en un valor único para cada revista. En cambio en el caso del Indicador SJR, cada revista puede estar clasificada en tantos cuartiles–como categorías temáticas tenga asignadas. Para simplificar la lectura, tanto en la Tabla 2 como en el Gráfico 6, se usó la moda del total de cuartiles para cada revista y en los casos en que no se pudo calcular, se eligió el cuartil más alto. A las revistas que no son evaluadas por uno o ninguno de los dos indicadores se les asignó la leyenda 'Sin datos'. Debe entenderse entonces que alrededor de 30 artículos fueron publicados en revistas de escasa visibilidad que probablemente no cumplen con los requisitos para ser incluidas en las bases de datos fuente para estos indicadores. Esto no significa que esas revistas sean de mala calidad o escaso alcance; vale recordar que ambos indicadores evalúan las revistas de todas las disciplinas a nivel mundial y la selección de las revistas para Scopus o Web of Science tiene su sesgo (muy cuestionado en el último caso) que hace muy difícil para una revista que no publica en inglés, ser seleccionada. Sin embargo, dentro de este grupo encontramos por ejemplo, 13 artículos publicados en Seguridad Radiológica, revista publicada por la SAR (Sociedad Argentina de Radioprotección) entre los años 1985 (aprox.) y 2003 que si bien no alcanzó los exigentes estándares del ISI (Institut for Scientific Information) al ser sometida a otros requisitos de evaluaciones de revistas[6] ha dado muy buenos resultados. (ver Anexo II)

[6] Se aplicaron los requisitos de Latindex, un catálogo de revistas Latinoamericanas que tiene en cuenta calidad Editorial y de Contenido para su selección. Este tipo de catálogos o bases de datos regionales, propone una instancia intermedia con respecto a las grandes bases de datos, permitiendo a las revistas de menor alcance, lograr la mayor visibilidad posible asegurando su calidad.

Gráfico 6. Cantidad de artículos publicados dentro de cada Quartile

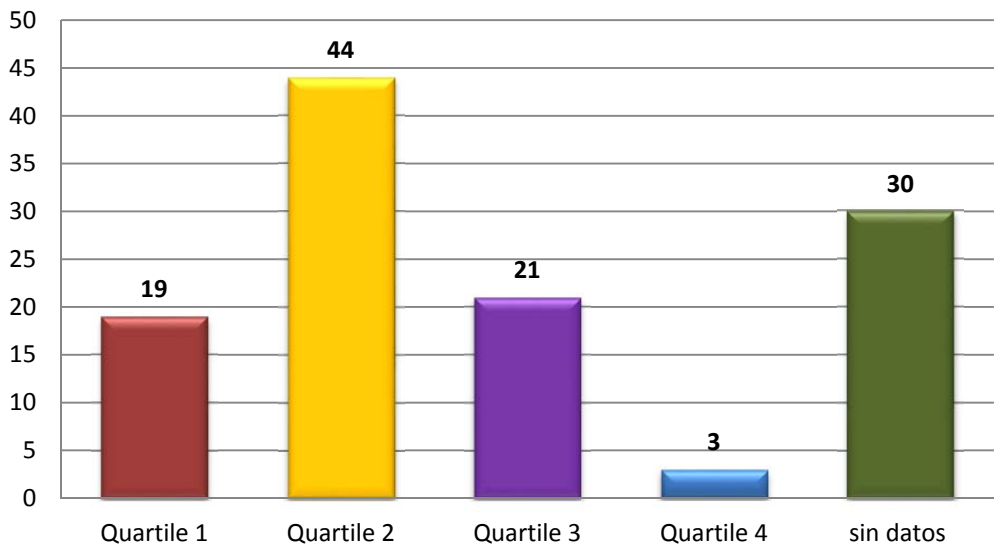
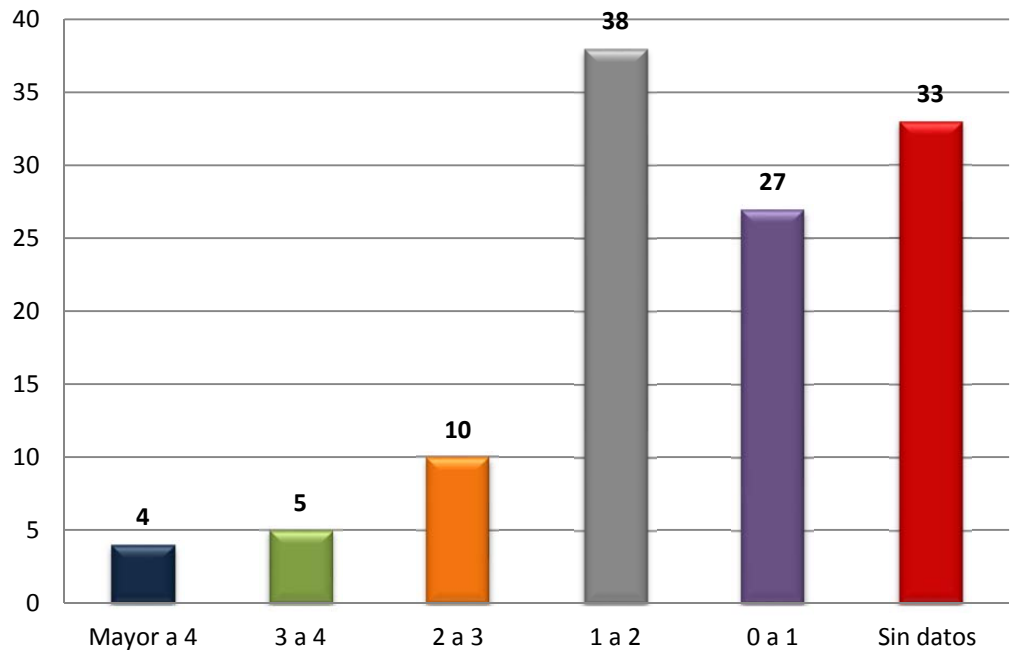


Gráfico 7. Cantidad de artículos publicados dentro de cada rango de valor del Factor de Impacto



De la apreciación de los gráficos que representan la cantidad de artículos dentro de cada indicador, podemos concluir que:

- aunque ambos indicadores están basados en el análisis de citas, su metodología y fuentes[7] para la evaluación son diferentes, sin embargo encontramos bastante congruentes los datos que arrojan con 19 artículos en el primer cuartil del SJR y 19 artículos con los factores de impacto más altos del conjunto analizado; 38 artículos con un factor de impacto medio (1 a 2) para el grupo y 44 artículos dentro del segundo cuartil.

- 38 de las 55 revistas (casi un 70%) están evaluadas por ambos indicadores, esto muestra que más allá de su posicionamiento en los mismos, son revistas de alta visibilidad a nivel mundial. De los 117 artículos totales, 84 pertenecen a revistas con Factor de Impacto y 87 a revistas incluidas en algún cuartil del SJR, por lo tanto un 73% de los artículos tienen alto impacto y visibilidad.

4.c - Acceso Abierto y oportunidades de publicación

En cuanto a la adopción del Acceso Abierto (AA) como modelo de difusión de la producción científica en las revistas estudiadas, del total de 55 revistas, 22 son de Acceso Abierto (total o parcial)[8]. La iniciativa del Acceso Abierto comienza a inicios de la década del 2000 con una serie de declaraciones[9] promulgadas por organizaciones sin fines de lucro que buscaban promoverlo como un modo de difusión sin restricciones económicas ni de uso. El desarrollo de este movimiento ha sido acompañado por otros instrumentos de apoyo y difusión como son los casos de las licencias Creative Commons para proteger la propiedad intelectual y el surgimiento de los repositorios institucionales para nuclear toda la producción científica de cada institución asegurando su preservación y poniéndola a disposición de toda la sociedad como un producto de la inversión que ésta realiza en la ciencia. A su vez, se ha formado todo un sistema alrededor del Acceso Abierto para asegurar calidad y visibilidad de las publicaciones convirtiéndose en una opción cada vez más elegida por los autores, a tal punto que muchas grandes editoriales han flexibilizado sus modalidades de publicación y han creado líneas enteras de revistas de Acceso Abierto donde en la mayoría de los casos, es el autor quien paga el costo de publicación para que el artículo quede de acceso abierto (Ej. Elservier, Springer; Plos, etc.).

A continuación se hace una breve reseña del modo en que publican algunas de las revistas de Acceso Abierto que la ARN eligió para publicar:

1. *Science and Technology of Nuclear Installations* (Egipto) publicada por Hindawi Publishing Corporation a partir del 2007 a la actualidad. De las 400 revistas que esta empresa actualmente publica, ésta forma parte del reducido grupo de 30 que están indizadas en el Journal Citation Report (Poynder, 2012) y en otras importantes bases de datos como Scopus, Chemical Abstracts; DOAJ; EBSCOhost, Google Scholar y ProQuest entre otras. La modalidad de AA es similar a la adoptada por grandes editoriales, el autor o institución pagan por publicar y retienen el derecho de Copyright, mientras que la revista usa las licencias Creative Commons para su artículo. Su factor de impacto actual es 0,562.

2. *Medicina* (Argentina) con acceso parcial. Publicada desde 1996 a la actualiadad por la Fundación Revista Medicina (Buenos Aires) con el apoyo del Ministerio de Ciencia, Tecnología e Innovación Productiva. Está indizada en PubMed, Journal Citation Report, Current Contents, Scopus, SciELO, LATINDEX, BVS (Biblioteca Virtual en Salud) y Google Scholar entre otras. Una vez que el artículo es aceptado, el autor paga un costo

[7] Para SJR es Scopus y para el Factor de Impacto es Web of Science.
[8] Se agradece a Verónica Ditrano el trabajo de averiguación para este dato.
[9] http://www.budapestopenaccessinitiative.org/ ; http://openaccess.mpg.de/67627/Berlin_sp.pdf; http://ictlogy.net/articles/bethesda_es.html

fijo por página, la revista se reserva los derechos de Copyright y le provee 50 separatas.

3. *European Journal of Nuclear Medicine and Molecular Imaging* (Alemania). Publicado desde 2011 por la editorial Springer, pertenece al grupo de revistas SprigerOpen donde el autor/institución paga un costo por publicar pero retiene los derechos de Copyright mientras que la revista protege su trabajo con licencias Creative Commons. Está indizada en Chemical Abstracts Services; DOAJ; Google Scholar; PubMed, entre otras.

4. *Alasbimn Journal* (Chile) publicada desde 1998 sólo en forma electrónica por la Asociación Latinoamericana de Sociedades de Biología y Medicina Nuclear desde 1998 a la actualidad. Está indizada en Latindex, Lilacs y DOAJ. El autor/institución no debe pagar por publicar pero la revista se reserva los derechos de Copyright.

5. *Ciencia Hoy* (Argentina), publicada desde 1988 por la asociación civil sin fines de lucro Ciencia Hoy. Es una revista de divulgación que se publica en forma impresa y electrónica, a la primera se accede mediante el abono de una suscripción. Desde el comité editorial se promueve el envío de artículos por parte de investigadores y académicos. La modalidad de AA implica la retención de los derechos de Copyright por parte de la revista pero el autor no abona costos de publicación. Está indizada en Latindex (sin calificación), Dialnet y el Catálogo de Publicaciones Periódicas del CAICYT.

6. *Journal of Physics: Conference Series* (Reino Unido), publicada desde 2004 por IOP Publishing. Esta revista publica actas de congresos en distintas ciencias. El organizador del congreso paga un costo fijo para la publicación de sus actas online con opción de publicarlas también en CD o en forma impresa. Los derechos de Copyright quedan para el autor/institución y se protege el contenido con licencias Creative Commons. Está indizada en Conference Proceedings Citation Index – Science; Scopus; Chemical Abstracts Service; INIS (International Nuclear Information System) y NASA Astrophysics Data System entre otros.

Debido a que la adopción de estas formas de publicación está en aumento, se presentan aquí algunos títulos de revistas dentro de las temáticas de la ARN que podrían tenerse en cuenta a la hora de buscar un destino de publicación.

Tabla 3. Títulos de revistas de AA en las temáticas de la ARN.

Título de la revista	País
Acta Polytechnica	Hungary
Applied and Computational Mechanics	Czech Republic
Biocell	Argentina
BMC Medical Imaging	United Kingdom
BMC Systems Biology	United Kingdom
BMC Molecular Biology	United Kingdom
Brazilian Archives of Biology and Technology	Brazil
Contemporary Engineering Sciences	Bulgaria
Engineering Letters	China
EPJ Web of Conferences	France
Health Research Policy and Systems	United Kingdom
International Journal of Chemistry	Canada
International Journal of Environmental Research and Public Health	Switzerland
International Journal of Nuclear Energy	Egypt
Journal of Electrical and Electronics Engineering	Brazil
Journal of Environmental Protection	United States
Journal of Power Technologies	Poland
Lecture Notes in Engineering and Computer Science	China
Nuclear Technology and Radiation Protection	Serbia
Open Journal of Safety Science and Technology	United States
Radiologia Brasileira	Brazil
Revista Argentina de Endocrinologia y Metabolismo	Argentina
Revista Argentina de Radiologia	Argentina
World Journal of Nuclear Science and Technology	United States

Este tipo de revistas al igual que los repositorios institucionales amplían enormemente las posibilidades para publicar con calidad y visibilidad pero es muy importante que dos cosas se tengan en cuenta: su difusión puesto que "una revista en línea, en AA, es visible y accesible en todo el mundo, siempre y cuando se tenga acceso a una conexión de Internet. Para aumentar la visibilidad y el acceso, es importante que una revista logre la mayor difusión posible, es decir, la inclusión e indización de la revista como un todo, o el archivo completo de cada una de sus colaboraciones en una base de datos o repertorio bibliográfico que ampliará los puntos de acceso a la misma. Cuanto más diversos sean los repertorios en los que está indizada la revista, más amplios serán los públicos a los que llegue su contenido." (Rozemblum, 2014) y su fiabilidad, esto se debe a que lamentablemente junto a esta buena iniciativa han surgido falsos editores de revistas científicas de acceso abierto que invitan a autores a abonar el costo de publicación con fines fraudulentos. Por ello se recomienda asegurarse el buen respaldo editorial de la revista.[10]

[10] Existe una lista conocida como "La lista de Beall" que recopila editoriales de dudosa reputación. Puede ser consultada en http://scholarlyoa.com/publishers/

5. CONCLUSIONES

Con respecto a las características generales del total de publicaciones, podemos decir que, a lo largo del período abordado, han ido disminuyendo en volumen y que las presentaciones en congresos son el tipo de publicación que más aporta a este indicador. El índice de coautoría se ha mantenido constante, lo que demuestra la existencia de un hábito de trabajar y publicar en equipos predominantemente conformados dentro de la institución. El mantener este hábito en colaboración con otras instituciones.

Si bien las publicaciones en revistas no son el principal destino de publicación, según la evaluación de los indicadores usados, las revistas que más se eligen para publicar tienen buena calidad editorial y alta visibilidad. De todas formas, el aumentar las publicaciones en revistas resultaría en una mayor visibilidad para la institución. Para promover este cambio en el comportamiento de publicación, se sugiere: publicar en colaboración preferentemente interinstitucional, alentar la capacitación en cursos de escritura científica e innovar publicando en las revistas de acceso abierto.

Merece especial atención, la publicación Seguridad Radiológica ya que es la única revista argentina en el área temática de la ARN que, mientras permaneció vigente, sirvió para difundir los aportes del personal de la institución con buena calidad editorial y de contenido. Su reapertura junto con acciones concretas para alcanzar los requisitos de indización de bases de datos internacionales, sería una contribución muy grande al mundo de la protección radiológica en Iberoamérica. Los instrumentos desarrollados para favorecer las publicaciones en Acceso Abierto constituyen un verdadero terreno fértil para el resurgimiento de esta revista.

Finalmente, se puede decir que la ARN ha sostenido una importante producción documental como resultado de su labor, cumpliendo de alguna manera con las expectativas que, en palabras de Estrada Oyuela, se tenían en sus comienzos como institución independiente de la CNEA:

> "La CNEA ha hecho un gran esfuerzo por no estar aislada de la comunidad científica. El Ente Regulador, en su competencia, va a seguir haciendo ese esfuerzo y probablemente trate de intensificarlo aún más. Cuál va a ser el alcance de eso, es un poco difícil de concretar en este momento, ya que nos encontramos en una tarea bastante difícil de organización interna. (…) Ahora bien, la inquisitoriedad científica en este caso viene alimentada no sólo internamente, sigue siendo intención del Ente Regulador mantenerse inserto en el mundo en materia de seguridad radiológica y nuclear". (Estrada Oyuela en Boveris et ál., 1994).

6. GLOSARIO

ACCESO ABIERTO

Es la disponibilidad gratuita en Internet de publicaciones, permitiendo a cualquier usuario leer, descargar, copiar, distribuir, imprimir, buscar o usarlos con cualquier propósito legal, sin ninguna barrera financiera, legal o técnica.

COPYRIGTH

La palabra copyright es de origen inglés, formada por copy y right cuyo significado en español es derecho (right) de copia (copy). Se denomina derecho de autor al conjunto de principios y normas jurídicas que reglamentan los derechos patrimoniales y morales que la ley otorga a los autores, por el solo hecho de haber creado una obra literaria, artística, musical, científica o didáctica, esté o no publicada.

CREATIVE COMMONS

Creative Commons es una organización sin ánimo de lucro, que promueve el intercambio y utilización legal de contenidos cubiertos por los derechos de autor. Para ello, entre otras actividades, brinda un set de herramientas legales estandarizadas de licencias, que se basan en el derecho de autor. Estas licencias se pueden utilizar en casi cualquier obra creativa siempre que la misma se encuentre bajo derecho de autor y conexos, y pueden utilizarla tanto personas como instituciones

DOAJ (Directory of Open Access Journals)

Es un directorio que provee acceso a revistas científicas y académicas en forma abierta, que se someten a un específico y exigente sistema de calidad, sin límites en cuanto a la lengua y/o materia.

FACTOR DE IMPACTO

El factor de impacto de una revista mide la frecuencia con la que la misma ha sido citada en un año concreto. Se calcula dividiendo las citas que en un año han recibido los trabajos publicados durante los dos años anteriores, por el total de artículos publicados por la revista durante esos dos años.

GOOGLE SCHOLAR (GOOGLE ACADEMICO)

Es el buscador de Google que limita los resultados obtenidos al ámbito de la información científica y académica: editoriales científicas, repositorios, universidades, etc. Permite localizar las citas que han recibido los trabajos científicos que aparecen en esta herramienta.

INIS COLLECTION SEARCH

Base de datos con más de 3,6 millones de registros bibliográficos. Ofrece acceso en línea a un conjunto único de literatura no convencional (NCL) de más de 350.000 documentos en texto completo, como informes científicos y técnicos, actas de congresos, patentes y tesis, que no están disponibles a través de los canales comerciales.

LATINDEX

Latindex es un sistema de Información sobre las revistas de investigación científica, técnico-profesionales y de divulgación científica y cultural que se editan en los países de América Latina, el Caribe, España y Portugal. La idea de creación de Latindex surgió en 1995 en la Universidad Nacional Autónoma de México (UNAM) y se convirtió en una red de cooperación regional a partir de 1997.

PUBLICACIÓN CIENTÍFICA

Una revista científica es una publicación periódica en la que se intenta recoger el progreso de la ciencia, entre otras cosas incluyendo informes sobre las nuevas investigaciones. Muchas de las revistas son altamente especializadas, aunque algunas de las más publican artículos en un amplio rango de campos científicos. Generalmente las revistas científicas de prestigio y/o reconocidas son revisadas por pares (arbitraje) dentro de la comunidad científica, en un intento de asegurar un mínimo de estándares de calidad, así como validez científica; con ello, la revista científica alcanza un alto nivel de prestigio. Los artículos publicados en cada edición representan lo más actual en la investigación en el campo que cubre la revista.

REPOSITORIO INSTITUCIONAL

Sitio donde se reúne, almacena, preserva y da acceso a la producción intelectual de una institución.

SCIMAGO JOURNAL RANK (SJR)

Es una base de datos gratuita accesible vía Web. Mediante una búsqueda en Scimago se puede conocer el impacto de las revistas, según la importancia de una publicación científica.

SCOPUS

Scopus es una de las mayores bases de datos internacionales de referencias bibliográficas y citas de literatura científica, desarrollada por la empresa Elsevier. Contiene 18.000 revistas de más de 5.000 editores internacionales, con referencias citadas desde 1996, e incluye patentes y Web sites integradas mediante Scirus.

WEB OF SCIENCE

Compila el contenido de más de 12.000 revistas y más de 120.000 actas de congresos sobre ciencia, ciencias sociales, artes y humanidades, aportando al registro de cada referencia otros datos de valor añadido como por ejemplo: las referencias bibliográficas de los documentos que se citan en ese trabajo, información bibliográfica de otros documentos que a su vez le citan, o información sobre otros registros en la base de datos que comparten citas a un mismo documento.

7. BIBLIOGRAFÍA

Bonilla-Calero, A.I. (2008) Scientometric analysis of a sample of physics-related research output held in the institutional repository Strathprints (2000-2005). Library Review 57(9), 700-721.

Boveris, A. Bressan, O.; Caro, R. et al (1994) Análisis De Instituciones Científicas Y Tecnológicas: La Comisión Nacional de Energía Atómica. Oficina de Publicaciones del Ciclo Básico Común. Centro de Estudios Avanzados. Universidad de Buenos Aires.

Delgado-López-Cózar, Emilio; Ruiz-Pérez, Rafael. (2009) La comunicación y edición científica fundamentos conceptuales. En: García Caro, C.; Vílchez Pardo, J. (Coord.) Homenaje a Isabel de Torres Ramírez: estudios de documentación dedicados a su memoria (pp.131-150). España: Universidad de Granada. Recuperado: Enero 2015, desde: http://eprints.rclis.org/13988/1/Emilio_Delgado_Lopez_Cozar_y_Rafael_Ruiz_La_comunicacion_y_edicion_cientifica_fundamentos_conceptuales_Granada_2009.pdf.

Elsevier B.V. Scopus Database. Consultado: Enero 2015, desde: www.scopus.com.

Fernández, Raúl. (1998) Análisis bibliométrico de la producción científica. Ciencia Hoy, 8(44). Recuperado: Enero 2015, desde: http://www.cienciahoy.org.ar/ch/hoy44/biblio1.htm.

Guerrero-Bote, Vicente P.; Moya-Anegón, F. (2012). A further step forward in measuring journals' scientific prestige: The SJR2 indicator. Journal of Informetrics, 6, 674-688.

Gutiérrez Rojas, A.R.; Jimémez Paneque, R.E. (2011) ¿Por qué y cómo evaluar la calidad de la investigación científica en medicina? Revista Cubana de Cardiología y Cirugía Cardiovascular, 17 (4), 365-370. Recuperado: Enero 2015, desde: http://www.revcardiologia.sld.cu/index.php/revcardiologia/article/view/84/154

Hsu, J; Huang, D. (2011) Correlation between impact and collaboration. Scientometrics, 86, 317–324.

Infrastructure Services for Open Access. Directory of Open Access Journals. Consultado: Abril 2013, desde: www.doaj.org.

Latindex. Sistema regional de información en línea para revistas científicas de América Latina, el Caribe, España y Portugal. Criterios para Revistas Impresas. Recuperado: Abril 2013, desde: http://www.latindex.ucr.ac.cr/criterios.php#impresas.

Martín Sempere, María José. (2001) Papel de las revistas científicas en la transferencia de conocimientos. En: Román Román, Adelaida (Coord.) La edición de revistas científicas: Guía de buenos usos (pp.7-10). Madrid: Centro de Información y Documentación Científica CINDOC (CSIC). Recuperado: Diciembre 2012, desde: http://eprints.rclis.org/7764/1/GU%C3%8DA.pdf.

Moya-Anegón, F.; Chinchilla-Rodríguez, Z.; Corera-Álvarez, E. et al (2005) Análisis de dominio institucional: la producción científica de la Universidad de Granada (SCI 1991-99). Rev. Esp. Doc. Cient. 28(2), 170-195.

Nicolás-Cisneros, S. (2008) Investigación y práctica profesional. Rev Enferm Inst Mex Seguro Soc 16(1).

1-2. Recuperado: Febrero 2013, desde: http://www.medigraphic.com/pdfs/enfermeriaimss/eim-2008/eim081a.pdf.

Nicolás-Cisneros, S. (2008) Investigación y práctica profesional. Rev Enferm Inst Mex Seguro Soc 16(1), 1-2 Recuperado: Febrero 2013.

Poynder, R. The OA Interviews: Ahmed Hindawi, founder of Hindawi Publishing Corporation. Recuperado: Feb 2015, desde: http://richardpoynder.co.uk/The%20OA%20Interviews.htm.

Rozemblum, C. (2014). El problema de la visibilidad en revistas científicas argentinas de Humanidades y Ciencias Sociales: Estudio de casos en Historia y Filosofía [en línea]. Tesis de posgrado. Universidad Nacional de Quilmes. En Memoria Académica. Disponible en: http://www.memoria.fahce.unlp.edu.ar/tesis/te.1031/te.1031.pdf.

Sanz-Casado, E.; Martín-Moreno, C.; García-Zorita, C. et al (2002) La actividad científica española en ciencias médicas en el período 1991-1999. ACIMED 10 (1), s/pag. Recuperado: Febrero 2013, desde: http://eprints.rclis.org/5151/.

Sanz-Casado, E.; Martín-Moreno, C. (1997) Técnicas bibliométricas aplicadas a los estudios de usuarios. Revista General de Información y Documentación 7(2), 41-68. Recuperado: Febrero 2013, desde: http://dialnet.unirioja.es/servlet/articulo?codigo=169998.

Scimago Lab. SCImago Journal & Country Rank. Consultado: Marzo 2013, desde: http://www.scimagojr.com.

Universidad de Sevilla. Biblioteca. Guías de apoyo a la investigación de la Biblioteca de la Universidad de Sevilla Nro. 19: Criterios de selección de revistas en Scopus.

8. ANEXOS

Anexo I

a) Criterios de Scopus®

(Fuente: Guías de apoyo a la Investigación Nro. 19 de la Biblioteca de la Universidad de Sevilla)

Requisitos Mínimos:

- La revista debe contar con ISSN y publicarse regularmente, fiel a la periodicidad señalada. Al menos, debe publicar un número al año.
- La antigüedad mínima exigida es de dos años.
- Los artículos publicados deben ser originales (no publicados con anterioridad), relevantes en su área y evaluados por pares.
- La revista debe contener un apartado que indique claramente su compromiso con la ética en la publicación.

Criterios de Selección:

Categoría	Criterios
Política de la revista	Política editorial convincente
	Tipo de evaluación de los artículos
	Diversidad del equipo editorial (instituciones, geográfica...)
	Diversidad de los autores (instituciones, geográfica...)
	Peso en la evaluación: 35 %
Contenidos	Contribución académica al campo de conocimiento
	Claridad de los resúmenes
	Claridad de los artículos: estructura, comprensión...
	Calidad y conformidad con los objetivos de la revista
	Peso en la evaluación: 20 %
Relevancia de la revista	Citas a los artículos de la revista reflejadas en Scopus
	Relevancia del editor
	Peso en la evaluación: 25 %
Regularidad	Cumplir la periodicidad señalada
	Peso en la evaluación: 10 %
Versión electrónica	Contenidos disponibles online
	Al menos la página principal de la web debe estar disponible en inglés
	Calidad de la web: diseño, navegabilidad, servicios añadidos...
	Peso en la evaluación: 10 %

b) Criterios Thompson Reuters (Web of Science)

(Fuente: Testa, Jim. The Thompson Reuters Journal Selection Process.

http://wokinfo.com/media/essay/journal_selection_essay-es.pdf)

BASIC PUBLISHING STANDARDS

TIMELINESS

INTERNATIONAL EDITORIAL CONVENTIONS

FULL TEXT ENGLISH

PEER REVIEW

EDITORIAL CONTENT

AUTHORS INTERNATIONAL DIVERSITY

REGIONAL JOURNALS

CITATION ANALYSIS

ELECTRONIC JOURNALS

FORMAT OF ELECTRONIC JOURNALS

Journal Title

Year of publication

Volume and/or Issue Number (if applicable)

Article Title

Page Number or Article Number (one or the other is required; article number should not be the DOI) If your journal has page numbers and article numbers, list them separately and not merged together (for example: Art. #23, pp. 6-10 and not 23.6-23.10).

Authors names and addresses.

Label all article identifiers such as DOIs, PIIs and Article Numbers.

A complete table of contents for each issue that includes the page/article number for each article.

Consider references to your journal — instruct authors to include the following information when citing your e-journal:

Journal title (use one standard abbreviation for your journal; avoid acronyms that may be confused with other titles).

Volume number (if applicable).

Issue Number (if applicable; within parenthesis).

Page number and/or article number (clearly identifying the article number as such).

Year of publication.

Anexo II

Evaluación de Seguridad Radiológica bajo los criterios de selección del nivel catálogo de Latindex.

Criterios del Nivel Catálogo de Latindex para revistas impresas

Criterios	Seguridad Radiológica
Características Básicas	
1. Mención del cuerpo Editorial.	Cumplido
2. Contenido	Cumplido
3. Antigüedad Mínima 1 año	Cumplido
4. Identificación de los autores	Cumplido
5. Lugar de Edición	Cumplido
6. Entidad Editora	Cumplido
7. Mención del Director	Cumplido
8. Mención de la dirección	Cumplido
Características de presentación de la revista	
9. Páginas de presentación	Cumplido. En el cambio de formato que tuvo la revista alrededor del año 2000, dejó de aparecer el ISSN
10. Mención de periodicidad	No Cumplido
11. Tabla de contenidos (índice)	Cumplido
12. Membrete bibliográfico al inicio del artículo	Cumplido
13. Membrete bibliográfico al interior del artículo	Cumplido
14. Miembros del consejo editorial	Cumplido
15. Afiliación institucional de los miembros del consejo editorial	Cumplido
16. Afiliación de los autores	Cumplido
17. Recepción y aceptación de originales	No Cumplido
Características de gestión y política editorial	
18. ISSN	Cumplido. No en todos los números
19. Definición de la revista	Cumplido
20. Sistema de arbitraje	No Cumplido
21. Evaluadores externos	No Cumplido
22. Autores externos	No Cumplido
23. Apertura editorial	No Cumplido
24. Servicios de información	Cumplido
25. Cumplimiento de la periodicidad	No Cumplido
Características de contenido	
26. Contenido original	Cumplido
27. Instrucciones a los autores	Cumplido. En el cambio de formato también se pierde este dato dentro de la revista
28. Elaboración de las referencias bibliográficas	Cumplido. En el cambio de formato también se pierde este dato dentro de la revista
29. Exigencia de originalidad	No Cumplido. No está explícito en las instrucciones a los autores
30. Resumen	Cumplido. No en todos los casos. Sólo se exige para los artículos originales.
31. Resumen en dos idiomas	Cumplido. No es exigencia pero se solicita para ser indizados en una base de datos internacional.
32. Palabras clave	No Cumplido
33. Palabras clave en dos idiomas	No Cumplido

PARTE II

Resúmenes de publicaciones en revistas

THE COMBINED USE OF SCREENING AND QUANTUM DEFECT PARAMETERS IN THE STUDY OF IONIZED ATOMS*

Aguiar, J.C.[1] and Di Rocco, H.O.[2,3]

[1] Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina
[2] Departamento de Ciencias Físicas y Ambientales, Facultad de Ciencias Exactas, Universidad Nacional del Centro de la Provincia de Buenos Aires
[3] CIFICEN (UNCPBA-CONICET), Argentina

Abstract

The screened hydrogenic model (SHM) is one of the atomic models commonly used in plasma physics, especially in the high energy density range. However, for low-ionization degrees, the radial hydrogenic wavefunctions of the valence electrons are very different from those arising from Hartree Fock (HF) calculations. In this work we used the time-honored concepts of screening and quantum defects to calculate the atomic structure and spectra of not very highly ionized atoms. We showed that, although for neutral and few ionized atoms the screened hydrogenic radial wave functions are far from the HF values, the combined use of the screening and the quantum defect parameters produces better calculations of the dipolar moments that using only the SHM.

* Publicado en: High Energy Density Physics; vol.14, p. 3-17, 2015.

ELECTRON MOMENTUM DENSITY AND COMPTON PROFILE BY A SEMI-EMPIRICAL APPROACH*

Aguiar, J.C.[1]; Mitnik, D.[2,3] and Di Rocco, H.O.[3,4]

[1] Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina
[2] Instituto de Astronomía y Física del Espacio y Facultad de Ciencias Exactas y Naturales, Universidad de Buenos Aires
3 Consejo Nacional de Investigaciones Científicas y Técnicas (CONICET), Argentina
[4] Instituto de Física "Arroyo Seco", CIFICEN (CONICET-UNCPBA), Argentina

Abstract

Here we propose a semi-empirical approach to describe with good accuracy the electron momentum densities and Compton profiles for a wide range of pure crystalline metals. In the present approach, we use an experimental Compton profile to fit an analytical expression for the momentum densities of the valence electrons. This expression is similar to a Fermi–Dirac distribution function with two parameters, one of which coincides with the ground state kinetic energy of the free-electron gas and the other resembles the electron–electron interaction energy. In the proposed scheme conduction electrons are neither completely free nor completely bound to the atomic nucleus. This procedure allows us to include correlation effects. We tested the approach for all metals with Z=3–50 and showed the results for three representative elements: Li, Be and Al from high-resolution experiments.

* Publicado en: Journal of Physics and Chemistry of Solids; vol.83, p.64-69, 2015.

RESOLUCIÓN NUMÉRICA DE UN MODELO FÍSICO QUE EVALÚA LA VARIACIÓN TEMPORAL DE LA CONCENTRACIÓN DE RADIONUCLEIDOS VERTIDOS EN UN RÍO*

López, F.O.

[2] Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina.

Abstract

En este trabajo se presenta la resolución numérica de un modelo físico sencillo que permite evaluar la variación temporal de la concentración de actividad de radionucleidos vertidos en aguas de un río caudaloso. El modelo físico resuelto, es un modelo sencillo del tipo mezcla completa similar al propuesto por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) en la publicación SRS Nº 19 - "Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment". El modelo planteado es resuelto numéricamente mediante un método de diferencias finitas explícito. Esta metodología puede ser una herramienta muy útil para estimar los niveles de la concentración de actividad de radionucleidos en aguas del río en el cual una instalación nuclear vierte sus efluentes líquidos.

* Publicado en: Revista Ciencia y Tecnología de la Facultad de Ingeniería de la Universidad de Palermo; vol.15, p.11-28, 2015.

TRAP PARAMETERS OF DOSIMETRIC GLOW PEAKS OF THE CAF_2: TM COMPOUNDS (TLD-300)*

Molina, P.[1]; Ortega, F.[2]; Marcazzó, J.[1]; Santiago, M.[1]; Spano, F.[3] and Caselli, E.[1,4]

[1] Instituto de Física Arroyo Seco – CIFICEN (CONICET – UNCPBA), Argentina
[2] Facultad de Ingeniería – CIFICEN (CONICET – UNCPBA), Argentina
[3] Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina
[4] Comisión de Investigaciones Científicas de la Provincia de Buenos Aires, Argentina

Abstract

The kinetic parameters of dosimetric peaks of CaF_2:Tm (TLD-300) were found by employing a kinetics model derived from differential equations describing the carriers traffic but without resorting to the quasi-equilibrium approximation. Since both shape and position of glow peaks were observed not to change with dose, retrapping rates have been assumed negligible compared to rates of thermal release of electrons. The reported results show that the quasi-equilibrium approximation does not hold, an approximation used for derivation of first order kinetics, which is the kinetics employed so far for analyzing glow curves of the TLD-300.

* Publicado en: Measurements; vol.82, p.83-87, 2015.

ÍNDICE DE AUTORES

Acosta, S. 3

Aguiar, J.C. 785, 786

Alfaro, M. 559

Alfaro Agüero, P. 199

Almiron, A. 631

Alonso, M.T. 13

Alvarez, D.E. 23, 175

Alves dos Reis, A. 559

Amado, V.A. 23, 35, 175

Ameal, E. 13

Anahory, J. 39

Andrada Contardi, F.A. 49

Angeles, A. 559

Arceo Maldonado, C. 287, 309, 469

Arias, M.C. 61

Astrada, R. 235

Avaro, E.J. 73

Baldomir, S. 519

Barone, M. 113, 759

Besada, H. 271

Bodino, G. 597

Bonetto, J.P 77

Bossio, M.C. 105

Botiglieri, E. 39

Calabria, M. 151

Caldart, F. 185

Canoba, A. 271

Cárdenas, C. 49

Carelli, J.L. 91, 235

Carrasco, M. 397

Carregado, M.A. 113, 759

Caselli, E. 788

Chahab, M. 125

Chávez, J. 397

Cherro, A. 209

Chiliutti, C.A. 151, 631

Cortina-Ramirez, G.E. 287, 309, 469

Crudo, J.L. 199

Cruzate, J.A. 161, 317

Cruz Suarez, R. 559

Curti, A.R. 175

Czerniczyniec, M. 77, 175

D´Amico, B. 185

Da Silvia, T. 559

Defilipi, L. 631

De Luca, J. 469

Deminge, M. 473

Descalzo, A. 209, 597

Diaz, G.D. 221

Di Giorgio, M. 209, 271, 287, 309, 317, 469, 473, 597, 621

Diodati, J. 327, 581

Di Rocco, H.O. 785, 786

Di Tomaso, M.V. 287, 309, 469

Di Trano, V. 113

Di Prinzio, R. 49

Discacciatti, A.P. 91, 209, 235, 255, 317, 509, 593

Dubner, D. 209, 413, 423

Duré Romero, E. 559

Equillor, H.E. 3, 271

Ermacora, M.G. 271

Esperanza, G. 597

Espinoza, M. 287, 309, 469

Facure, A. 49

Farias de Lima, F. 559

Fernández, M.A. 73, 283

Fernández Rearte, J. 473

Furió Lanuza, S. 185

Ferrufino, G. 235, 509

Fruttero, N. 489

García, O. 287, 309, 469

Garcia, T. 559

Garraza, P. 113

Gómez, F. 297

Gómez Parada, I. 527, 543, 559, 641, 697, 733

González, J.E. 287, 309, 469

Gossio, S. 199, 271, 317, 437, 457, 527, 543, 559, 593, 621, 641, 697, 733

Grassi, E. 271, 327

Gregori, B. 209

Guala, M.V. 331, 371

Guerrero-Carbajal, C. 287, 309, 469

Hernández, D. 573

Hernandez, R. 49

Hortal, L. 271

Hurtado, D. 367

Isaias, J. 39

Kunst, J. 349

Lamadrid, A.I. 287, 309, 469

Lastra Boylan, J. 559

Larcher, A.M. 367

Larrosa, S. 39

Lazarte, A.I. 331, 371

Lee Gonzáles, H.M. 23, 175, 271

Llacer, C.D. 221

Lodise, M.V. 151

López, E. 559

López, F.O. 91, 271, 509, 787

López Bejerano, G. 559

López Bularte, A.C. 199

López Canton, F. 297

Mandina, T. 287, 309, 469

Marcazzó, J. 788

Marino, B. 35

Martinez, N.P. 397

Martínez-López, W. 287, 309, 469

Medina, C. 559

Menchaca, I. 91, 235, 255

Méndez-Acuña, L. 309

Menossi, S. 39, 565

Michelin, S. 413, 423, 597

Miri Oliveira, C. 559

Mitnik, D. 786

Molina, P. 788

Molinari, A. 423, 597

Mora Ramírez, E. 559

Muñoz, J. 3

Nevares, N.N. 199

Nicolás, R. 367

Núñez, P. 489, 577

Oliveros, N. 309, 469

Ortega, F. 788

Pacheco, R. 49

Pagni, I. 13

Pantin, A.S. 73

Papp, C. 209, 597

Pardo, L.A. 221, 565

Pedemonti, E. 437

Pérez, J.H. 199

Pérez Mulas, A. 49

Piumetti, E.H. 453

Pinheiro Ramos, M. 559

Plotkin, C. 597

Poletti, M. 151

Ponce, R. 271

Portas, M. 209, 423

Puerta Ortiz, J. 559

Puerta Yepes, N. 199, 271, 437, 457, 527, 543, 559, 621, 641, 697, 733

Quintana, E.E. 73, 283, 613, 617

Radl, A. 287, 309, 469, 473

Ravello, Y. 49

Rentería, E. 489, 577

Renzi, C. 39

Reyes, M.A. 235, 509

Rivero, S. 631

Roa, C. 271

Rodriguez, M. 349, 519, 573

Rojo, A.M. 199, 271, 437, 457, 527, 543, 559, 621, 641, 697, 733

Romano-Miller, M. 597

Romero, I. 287, 309, 469

Rossini, A. 413, 423, 597

Rubio, J. 559

Ruda Vega, M. 209

Saavedra, A. 489, 565

Sadañiowski, I. 349, 519, 573

Salas Ramírez, M. 559

Salinas, J. 49

Sanchez, G. 209

Sansogne, R. 209

Santiago, M. 788

Sapienza, C.E. 309, 473

Schiliuk, N. 371

Segato, A. 489, 577

Segovia, V. 327, 581

Seoane, A. 469

Somarriba Vanegas, F. 559

Soppe, E. 317, 593

Souto, B. 49

Spano, F. 788

Stuck Oliveira, M. 287, 309, 469

Taja, M.R. 287, 309, 469, 473

Tempesta, L. 283

Temprano, D. 327, 581

Terán, M. 559

Thomas, L. 35

Touzet, R. 209, 597

Trotta, M. 199

Truppa, L.A. 73

Tula, C. 61

Ugarte, R. 331

Ulke, A.G. 35

Valdivia, P. 287, 309, 469

Vallerga, M.B. 287

Vicens, H.E. 271

Villamayor, R. 221

Villella, A. 271, 437, 621

Vironneau Janicek, L. 559

Wallingre, G.v. 759

Yánez, H. 559

Zapata, A.M. 199